

**Besoins d'installations de recherche
et d'expérimentation en sciences
et technologies nucléaires**

© OCDE 2009

AEN n° 6849

AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE
Organisation de coopération et de développement économiques

Avant-propos

En 2001, le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN a lancé une étude sur les *Besoins de R-D pour les systèmes nucléaires actuels et futurs*, qui a été publiée en 2003. Le CSN a continué de développer ce domaine d'activité en 2005 en créant un groupe d'experts chargé de préparer un rapport sur les *Besoins d'installations de recherche et d'expérimentation en sciences et technologies nucléaires*.

Ce groupe d'experts s'est réuni en mai et en décembre 2005, en mai et en octobre 2006 puis en avril 2007. Ces réunions ont permis de passer en revue les activités menées actuellement par l'AEN dans les domaines relevant de la mission du groupe, de même que les activités analogues menées dans d'autres organisations.

À l'issue de la première réunion du groupe d'experts, une base de données recensant tous les établissements pertinents a été établie à partir des informations provenant du précédent rapport du CSN, des membres du groupe d'experts et d'autres scientifiques de leurs pays, des bases de données pertinentes et d'autres rapports, notamment celui sur les *Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR)*. Cette base de données est accessible au public via le site internet de l'AEN depuis février 2008 à www.nea.fr/rtfdb/.

En s'appuyant sur les informations collectées pour la base de données et sur les données fournies par les membres du groupe d'experts et quelques autres personnes consultées à l'extérieur, le rapport dresse la liste des établissements (de dimension internationale) existant dans les pays membres de l'AEN et établit une corrélation avec les besoins de R-D dans les domaines d'activité du CSN. De plus, le rapport a aussi cherché à identifier les installations de recherche nécessaires pour répondre aux besoins futurs, ce qui était l'un des centres particuliers d'intérêt du groupe d'experts.

Remerciements

L'AEN remercie le Ministère japonais de l'Éducation, de la Culture, des Sports, des Sciences et Technologies (MEXT) pour son soutien financier de cette étude.

Table des matières

Avant-propos	3
Liste des abréviations	9
Résumé	15
Chapitre 1 : Introduction	23
Chapitre 2 : Examen de l'état et des besoins des installations en science nucléaire : création d'une base de données	27
2.1 Construction de la base de données	27
2.2 Version Web de la base de données	28
2.2.1 La fonction de recherche (« Search »)	28
2.2.2 La fonction de répertoire (« Directory »)	30
2.3 Contrôle de la base de données	31
2.4 Conclusions et recommandations – RTFDB	32
Chapitre 3 : Examen de l'état et des besoins des installations en science nucléaire : Résultats	33
3.1 Données nucléaires	33
3.1.1 Installations pour les mesures des données nucléaires	35
3.1.2 Fichiers et centres de données nucléaires	38
3.1.3 Tendances récentes dans les installations de données nucléaires	39
3.1.4 Conclusion et recommandations – données nucléaires	41
3.2 Développement de réacteurs	42
3.2.1 Développement de réacteurs – le court terme	42
3.2.2 Développement de réacteurs – le long terme	43
3.2.3 Installations de support	46
3.2.4 Réacteurs, assemblages critiques et sous-critiques	48
3.2.4.1 Analyse des besoins	48
3.2.4.2 État actuel des réacteurs, assemblages critiques et sous-critiques	51
3.2.4.3 Développements de réacteurs, d'assemblages critiques et sous-critiques en phase de planification	56
3.2.4.4 Futurs réacteurs, GNEP, Génération IV, etc.	59
3.2.5 Conclusions et recommandations – développement de réacteurs	59
3.3 Applications neutroniques	62
3.3.1 Diffusion des neutrons	62
3.3.2 Radiographie neutronique	68
3.3.2.1 Analyse non destructive du combustible nucléaire au moyen de la radiographie neutronique	69
3.3.3 Conclusions et recommandations – applications neutroniques	69
3.4 ADS et systèmes de transmutation	70
3.4.1 Base de données élémentaire pour les actinides mineurs (MA) et les produits de fission à vie longue (LLFP)	71
3.4.2 Combustible et technologie du cycle du combustible	71
3.4.3 Activités spécifiques pour ADS	72
3.4.4 Projets nationaux et internationaux	74

3.4.5	Conclusions et recommandations – Systèmes ADS et de transmutation	77
3.5	Combustibles	78
3.5.1	Développement et essais du combustible	78
3.5.1.1	Installations d'irradiation	79
3.5.1.2	Fabrication et développement des combustibles	82
3.5.1.3	Cellules chaudes.....	84
3.5.1.4	Examen post-irradiatoire (PIE, Post Irradiation Examination)	86
3.5.2	Chimie du cycle du combustible.....	87
3.5.2.1	Retraitement et fabrication de MOX.....	87
3.5.2.2	Séparation et technologies requises.....	88
3.5.2.3	Procédés de séparation en développement.....	90
3.5.3	Conclusions et recommandations – combustible.....	96
3.6.	Matériaux	97
3.6.1	Gainage et matériaux de structure.....	98
3.6.1.1	Fragilisation et corrosion sous irradiation dans les réacteurs à eau	98
3.6.1.2	Dommmages dûs au rayonnement et corrosion dans les réacteurs à métal liquide	100
3.6.1.3	Aspects relatifs aux matériaux dans les réacteurs à haute température	103
3.6.2	Matériaux modérateurs.....	104
3.6.3	Installations requises pour la science et les essais de matériaux.....	105
3.6.3.1	Irradiation des matériaux	105
3.6.3.2	Validation de la modélisation et caractérisation des matériaux.....	106
3.6.3.3	Essais de matériaux	107
3.6.4	Conclusions et recommandations – matériaux	107
3.7	Sûreté.....	107
3.7.1	Thermohydraulique.....	108
3.7.2	Accidents graves	112
3.7.3	Contrôle des réacteurs	116
3.7.4	Conclusions et recommandations – sûreté	116
3.8.	Recherche nucléaire et en radiochimie.....	118
3.8.1	Laboratoires de chimie des actinides	118
3.8.2	Installations d'analyse et de spéciation.....	119
3.8.3	Conclusions et recommandations – recherche nucléaire et en radiochimie	121
3.9.	Installations diverses.....	121
3.9.1	Chaleur nucléaire pour la production d'hydrogène	121
3.9.2	Simulation et infrastructure informatique hautes performances	124
Chapitre 4 :	Activités connexes de l'AEN	125
4.1	Sûreté et réglementation nucléaires	125
4.1.1	Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN).....	126
4.1.2	Sûreté nucléaire et réglementation – bases de données	130
4.1.2.1	CCVM	130
4.1.2.2	STRESA	130
4.2	Activités du Comité sur le développement de l'énergie nucléaire (NDC)	130
4.3	Protection radiologique	131
4.4	Science nucléaire.....	132
4.4.1	Groupe de travail sur les questions scientifiques des systèmes de réacteurs (WPRS, Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems).....	132

4.4.1.1	Groupe d'experts sur les aspects de protection des accélérateurs, cibles et installations d'irradiation (SATIF, <i>Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities</i>).....	133
4.4.2	Groupe de travail sur les questions scientifiques du cycle du combustible (WPFC, <i>Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle</i>).....	133
4.4.3	Groupe de travail sur la sûreté criticité nucléaire (WPNCs, <i>Working Party on Nuclear Criticality Safety</i>).....	134
4.4.3.1	Groupe d'experts sur les données des essais sur le combustible nucléaire usé (<i>Expert Group on Assay Data for Spent Nuclear Fuel</i>).....	135
4.4.3.2	Base de données de composition isotopique du combustible usé (SFCOMPO, <i>Spent Fuel Isotopic Composition Database</i>).....	136
4.4.3.3	Projet international d'évaluation de benchmark sur la sûreté criticité (ICSBEP, <i>International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project</i>).....	136
4.4.4	Groupe de travail sur la modélisation multi-échelle des combustibles et des matériaux de structure pour les systèmes nucléaires (WPMM, <i>Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems</i>).....	138
4.4.5	Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, <i>Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation</i>).....	138
4.5	Activités de la science nucléaire et de la banque de données sur la préservation des données intégrales.....	138
4.5.1	Le Projet international d'évaluation de la physique des réacteurs (IRPhE, <i>International Reactor Physics Benchmark Experiments</i>).....	139
4.5.2	La Base de données internationale sur les expériences de protection intégrales (SINBAD, <i>Radiation Shielding Experiments Database</i>).....	140
4.5.3	La base de données des expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE, <i>International Fuel Performance Experiments</i>).....	140
4.6	Autres projets.....	141
4.6.1	Projet de l'AEN sur la séparation et la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission (NEA Project on Partitioning and Transmutation of Minor Actinides and Fission Products).....	141
4.6.2	Liste des projets communs de l'AEN dans le secteur de la sûreté nucléaire.....	142
4.6.3	Le Projet de base de données thermochimique (TDB, <i>Thermochemical Database</i>).....	143
Chapitre 5 :	Conclusions et recommandations	145
5.1	Données nucléaires.....	145
5.2	Développement de réacteurs.....	146
5.3	Applications neutroniques.....	148
5.4	ADS et systèmes de transmutation.....	148
5.5	Combustible.....	150
5.6	Matériaux.....	151
5.7	Sûreté.....	151
5.8	Recherche nucléaire et en radiochimie.....	153
5.9	Installations diverses.....	153
5.10	Autres recommandations.....	154

Références	155
Annexe A : Mandat du group d'experts.....	175
Annexe B : Liste des membres.....	177

Liste des figures

1 Fonction de recherche de RTFDB.....	29
2 Fonction de recherche de RTFDB – résultats de la recherche.....	29
3 Fonction de recherche de RTFDB – résultats de la recherche.....	30
4 Programme préliminaire pour la rénovation et la modernisation du JMTR.....	56
5 Schéma des boucles d'irradiation de matériau dans le JMTR.....	58
6 Schéma de la capsule d'essais de phénomènes transitoires sur le combustible.....	58

Liste des tableaux

1 Sélection des sources de neutrons basées sur des réacteurs dans le monde qui font tourner des installations utilisateurs	63
2 Liste des sources de neutrons basées sur un accélérateur dans le monde qui hébergent des équipements utilisateurs.....	64
3 Divers procédés et méthodes utilisant des sels fondus.....	90
4 Exemples d'options de traitement aqueux UREX+	93
5 Impact des recommandations de SESAR/FAP à propos des installations sur SESAR/SFEAR.....	127
6 Projets de recherche internationaux du CSIN en cours et récemment achevés	128

Liste des abréviations

ACP	Advanced spent fuel Conditioning Process
ACPF	Advanced spent fuel Conditioning Process Facility
ADOPT	Advanced Options for Partitioning and Transmutation
ADS	Accelerator-driven Systems
AFCI	Advanced Fuel Cycle Initiative
AFCL	Advanced Fuel Cycle Laboratory
AGF	Alpha Gamma Facility
ALISIA	Assessment of Liquid Salts for Innovative Applications
ALWR	Advanced Light Water Reactor
APS	Advanced Photon Source
ARTIST	Amide-based Radio-resources Treatment with Interim Storage of Transuranics
ATALANTE	Atelier alpha et laboratoires pour analyses, transuraniens et études de retraitement
ATR	Advanced Test Reactor
ATWS	<i>Anticipated Transient Without Scram</i>
BARC	Bhabha Atomic Research Centre
BIP	Behaviour of Iodine Project
CANDU	Canadian Deuterium Uranium Reactor
CBP	Chaîne blindée procédé hot cell
CCVM	Code Validation Matrix
CEA	Commissariat à l'énergie atomique
CENDL	Chinese Evaluated Nuclear Data Library
CERCER	Ceramic-ceramic
CFPs	Coated Fuel Particles
CIAE	China Institute of Atomic Energy
CJD	Center Jadernykh Dannykh
CMR	Chemistry and Metallurgical Research Facility
CNRA	Committee on Nuclear Regulatory Activities
CPF	Chemical Processing Facility
CRIEPI	Central Research Institute of Electric Power Industry
CSEWG	Cross-section Evaluation Working Group
CSNI	Committee on the Safety of Nuclear Installations
CT	Computer Tomography
D&SM	Design and Safety Management
DAE	Department of Atomic Energy (India)
DCA	Deuterium Criticality Assembly
DCH	Direct Containment Heating
DDP	Dimitrovgrad Dry Process
DELTA	Development of Lead-bismuth Target Applications
DNB	Departure from Nucleate Boiling
DOE	Department of Energy (USA)

DOVITA	Dry Reprocessing, Oxide Fuel, Vibropac, Integral, Transmutation of Actinides
dpa	Displacements Per Atom
EAC	Environmentally Assisted Cracking
EDF	Électricité de France
EFF	European Fusion File
EFIT	European Facility for Industrial Transmutation
EGIS	Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science
EISOFAR	European Innovative Sodium-cooled Fast Reactor
ELSY	European Lead-cooled System
ENDF/B	Evaluated Nuclear Data File
ENSDF	Evaluated Nuclear Structure Data File
EPMA	Electron Probe Micro Analysis
EPR	European Pressurised Reactor
ESF	European Science Foundation
ESRF	European Synchrotron Radiation Facility
ESS	European Spallation Source
ETD	European Transmutation Demonstration
ETDR	Experimental Technology Demonstration Reactor
EU	European Union
EURADOS	European Radiation Dosimetry Group
EXAFS	Extended X-ray Absorption Fine Structure
F/M	Ferritic/Martensitic
FaCT	Fast Reactor Cycle Technology Development
FBR	Fast Breeder Reactor
FBTR	Fast Breeder Test Reactor
FCF	Fuel Conditioning Facility
FCI	Fuel-coolant Interaction
FCMFC	Fuel, Core Materials and Fuel Cycle
FENDL	Fusion Evaluated Nuclear Data Library
FEUNMARR	Future European Union Needs in Material Research Reactors
FFTF	Fast Flux Test Facility
FGR	Fission Gas Release
FR	Fast Reactor
GACID	Global Actinide Cycle International Demonstration
GANEX	Group Actinide Extraction
GANIL	Grand accélérateur national d'ions lourds
GCFRs	Gas-cooled Fast Reactors
GCRs	Gas-cooled Reactors
GEDEPEON	Gestion de déchets et production d'énergie par options nouvelles
GELINA	Geel Electron Linear Accelerator
Gen. IV	Generation IV
GFRs	Gas-cooled Fast Reactors
GIF	Generation IV International Forum
GNEP	Global Nuclear Energy Partnership
GSI	Gesellschaft für Schwerionenforschung
GTAC	Graphite Technical Advisory Committee
GTSI	Glenn T. Seaborg Institute
GUINEVERE	Generator of Uninterrupted Intense Neutrons at the Lead VENUS Reactor
HANARO	Hi-flux Advanced Neutron Application Reactor
HBWR	Halden BWR

HCLWR	High Conversion Light Water Reactor
HEU	Highly Enriched Uranium
HFEF	Hot Fuel Examination Facility
HFIR	High Flux Isotope Reactor
HFR	High Flux Reactor
HLLW	High-level Liquid Waste
HLM	Heavy Liquid Metals
HLW	High-level Waste
HPLWR	High-performance Light Water Reactor
HPPA	High-power Proton Accelerators
HPRL	High-priority Request List
HTGRs	<i>High-temperature Gas-cooled Reactors</i>
HTR	High-temperature Reactor
I&C	Instrumentation and Control
IAEA	International Atomic Energy Agency
IASCC	Irradiation-assisted Stress Corrosion Cracking
ICNC	International Conferences on Nuclear Criticality Safety
ICSBEP	International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project
ICSM	L'Institut de chimie séparative de Marcoule
IEA	International Energy Agency
IFMIF	International Fusion Materials Irradiation Facility
IFPE	International Fuel Performance Experiments
IGCAR	Indira Gandhi Centre for Atomic Research
IGORR	International Group on Research Reactors
ILL	Institut Laue-Langevin
ILL-HFR	Institut Laue Langevin – High Flux Reactor
IMF	Inert Matrix Fuel
INET	Institute of Nuclear and New Energy Technology (Tsinghua University)
INFCIS	Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems
INPRO	International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles
IPCC	International Panel on Climate Change
IPPE	Institute of Physics and Power Engineering
IPSN	Institut de protection et de sûreté nucléaire
IRPhE	International Reactor Physics Benchmark Experiments
IRSN	L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
ISI&R	In-service Inspection and Repair
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
IUPAP	International Union of Pure and Applied Physics
JAEA	Japan Atomic Energy Agency
JAEC	Japan Atomic Energy Commission
JANNUS	Joint Accelerators for Nanosciences and Nuclear Simulation/Jumelage d'accélérateurs pour les nano-sciences, le nucléaire et la simulation
JEFF	Joint Evaluated Fission and Fusion
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library
JHR	Jules Horowitz Reactor
JMTR	Japan Materials Testing Reactor
JNFL	Japan Nuclear Fuel Limited
JRC	Joint Research Centre
JSNS	Japan Spallation Neutron Source
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute

KALIMER	Korea Advanced Liquid Metal Reactor
KART	Kumatori Accelerator-driven Reactor Test
KRI	Khlopin Radium Institute
KUCA	Kyoto University Critical Assembly
KURRI	Kyoto University Research Reactor Institute
LACANES	Lead-alloy-cooled Advanced Nuclear Energy Systems
LANL	Los Alamos National Laboratory
LANSCÉ	Los Alamos Neutron Science Center
LBE	Lead-bismuth Eutectic
LFR	Lead-cooled Fast Reactor
LIFE@PROTEUS	<i>Large-scale Irradiated Fuel Experiments at PROTEUS</i>
LLFP	Long-lived Fission Products
LLRN	Long-lived Radionuclides
LMC	Lead Mini-cell
Ln	Lanthanide
LOCA	Loss of Coolant Accident
LTA	Lead Test Assembly
LWR	Light Water Reactor
MA	Minor Actinides
MARCEL	Module avancé de radiolyse dans les cycles d'extraction-lavages
MDD	Modified Direct Denitration
METI	Ministry of Economy, Trade and Industry
MOX	Mixed-oxide
MSRs	Molten Salt Reactors
MTRs	Materials Test Reactors
MTS	Materials Test Station
MUSE	Multiplication avec une source externe
MYRRHA	Multi-purpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications
NDC	Nuclear Development Committee
NEA	Nuclear Energy Agency
NEXT	New Extraction System for TRU Recovery
NGNP	Next Generation Nuclear Plant
NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency
NNDC	National Nuclear Data Center
NPP	Nuclear Power Plant
NRC	Nuclear Regulatory Commission
NRDC	Nuclear Reaction Data Centres Network
NSC	Nuclear Science Committee
NuCoC	Nuclear Centres of Competence
NUPEC	Nuclear Power Engineering Corporation
NuPECC	Nuclear Physics European Collaboration Committee
OCEAN	Oscillation en cœur d'échantillons d'absorbants neutroniques
ODS	Oxide Dispersion Strengthened
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development
ORELA	Oak Ridge Electron Linear Accelerator
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
OSMOSE	Oscillations dans MINERVE d'Isotopes dans des Spectres Eupraxiques
P&T	Partitioning and Transmutation
PA	Project Arrangement

PATEROS	Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy
PBMR	Pebble-bed Modular Reactor
PBWFR	Pb-Bi-cooled Direct Contact Water Fast Reactor
PCI	Pellet-clad Interaction
PCMI	Pellet-clad (mechanical interaction)
PEACER	Proliferation-resistant, Environment-friendly, Accident-tolerant, Continual and Economical Reactor
PFBR	Prototype Fast Breeder Reactor
PHWRs	Pressurised Heavy Water Reactors
PIE	Post-irradiation Examination
PSA	Probabilistic Safety Assessment
PSI	Paul Scherrer Institut
PWR	Pressurised Water Reactor
R&D	Research and Development
RAPHAEL	Reactor for Process Heat, Hydrogen and Electricity Generation
RCS	Reactor Coolant System
RIAR	Research Institute of Atomic Reactors
RIAs	Reactivity Insertion Accidents
RMWR	Reduced-moderation Light Water Reactor
RPI	Rensselaer Polytechnic Institute
RPV	Reactor Pressure Vessel
RRP	Rokkasho Reprocessing Plant
RSICC	Radiation Safety Information Computational Center
RTFDB	Research and Test Facilities Database
RWMC	Radioactive Waste Management Committee
SA	Severe Accidents
SATIF	Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities
SCC	Stress Corrosion Cracking
SCW	Supercritical Water
SCWRs	Supercritical Water-cooled Reactors
SEM	Scanning Electron Microscope
SERENA	Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications
SESAR	Senior Group of Experts on Nuclear Safety Research
SFCOMPO	Spent Fuel Isotopic Composition
SFEAR	Support Facilities for Existing and Advanced Reactors
SFRs	Sodium-cooled Fast Reactors
SINBAD	Shielding Integral Benchmark Archive Database
SLS	Swiss Light Source
SMINS	Structural Materials for Innovative Nuclear Systems
SNE-TP	Sustainable Nuclear Energy Technology Platform
SNF-TP	Sustainable Nuclear Fission Technology Platform
SNS	Spallation Neutron Source
SNU	Seoul National University
SPIRAL	Système de production d'ions radioactifs accélérés en ligne
SSRL	Stanford Synchrotron Radiation Laboratory
STACY	Static Experimental Critical Facility
T/H	Thermal-hydraulics
TBP	Tri-butyl Phosphate
TCA	Tank-type Critical Assembly

TDB	Thermochemical Database
TIT	Tokyo Institute of Technology
TODGA	Tridentate Diglycolamide
TOF	Time-of-flight
TP	Total Partitioning
TRACY	Transient Experiment Critical Facility
TRG	Technical Review Group
TRPO	Trialkyl Phosphine Oxides
TRU	Transuranic
TWGRR	Technical Working Group on Research Reactors
UNEX	Universal Extraction
VELLA	Virtual European Lead Laboratory
VHTR	Very High-temperature Reactor
VHTRC	Very High-temperature Reactor Critical Assembly
VVER	Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (réacteur refroidi et modéré à eau légère)
WGFC	Working Group on Fuel Cycle Safety
WGFS	Working Group on Fuel Safety
WGHO	Working Group on Human and Organisational Factors
WGRISK	Working Group on Risk Assessment
WGRNR	Working Group on the Regulation of New Reactors
WNA	World Nuclear Association
WPEC	Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation
WPFC	Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle
WPMM	Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems
WPNC	Working Party on Nuclear Criticality Safety
WPRS	Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems
XANES	X-ray Absorption Near Edge Structure
XAS	X-ray Absorption Spectroscopy
XRF	X-ray Fluorescence
XT-ADS	Experimental Facility for Transmutation in an Accelerator-driven System

Résumé

Les activités en science nucléaire qui utilisent des installations de recherche et d'essai sont essentielles pour assurer le progrès scientifique dans le domaine de la technologie nucléaire. Toutefois, des pressions économiques limitent le niveau de l'activité liée au support régulier des réacteurs existants, au développement et à la planification de nouvelles constructions, et au travail sur les réacteurs avancés. Par ailleurs, la préservation de la base de connaissances associée aux données issues d'expériences intégrales, qui s'est constituée au fur et à mesure du développement nucléaire jusqu'à ce jour, devient incertaine.

Le présent rapport et une base de données associée sont le résultat du travail d'un groupe d'experts désigné par le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) pour poursuivre des études antérieures et d'un atelier sur les besoins de recherche et développement pour les systèmes nucléaires actuels et futurs (« Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Systems »)¹ organisé par le Comité en 2002.

Le groupe d'experts comptait au total 20 membres provenant de 10 pays, de l'AIEA, de l'UE et de l'OCDE, certains participants ayant apporté une contribution importante par correspondance.

Afin de faciliter sa tâche globale, le groupe d'experts a constitué une base de données de plus de 700 installations de recherche et d'essais nucléaires. Une opération de vérification complète a été lancée dans le but de faire valider le dossier par les exploitants des installations. La base de données a ensuite été diffusée pour un usage public au printemps 2008 sous le nom « RTFDB » (Research and Test Facilities Database, *base de données des installations de recherche et d'essai*). Elle est accessible sur Internet via l'URL : www.nea.fr/rtfdb/.

Un utilisateur peut effectuer des recherches dans la base de données par pays, par type d'installation (réacteur, accélérateur, etc.), par application (système piloté par accélérateur, recherche sur les combustibles, etc.) ou en fonction des organisations possédant des installations.

Le groupe d'experts estime que la base de données a constitué un outil extrêmement utile pour le présent examen et qu'elle est également devenue une ressource précieuse pour la communauté scientifique dans le monde entier. Il encourage par conséquent le CSN à mettre à jour et développer RTFDB dans l'avenir. Cela aiderait l'AEN dans son travail de suivi régulier de la situation des installations nucléaires, notamment dans les secteurs où les risques de perte sont élevés, dans le but de surveiller les tendances indésirables et de faire des observations sur ces dernières.

Le groupe d'experts a organisé son étude sur les installations (et le présent rapport) en fonction des applications, en utilisant le même regroupement que la base de données RTFDB, afin d'identifier et d'analyser au mieux les besoins relatifs à ces installations.

Les données nucléaires sont le premier sujet abordé. Le groupe d'experts a identifié comme un facteur particulièrement important la disponibilité d'installations modernes capables de fournir des résultats pour les matériaux qui présentent actuellement un intérêt technologique, et avec le niveau de précision requis pour les applications en question. En outre, certaines de ces installations doivent être capables de gérer des matériaux actifs. Vu sous cet angle, le nombre des installations appropriées est nettement plus limité qu'on pourrait le supposer après une lecture rapide de la liste des installations liées aux mesures de données nucléaires dans RTFDB. Il faut également tenir compte du fait que les considérations actuelles ne couvrent pas seulement les sections efficaces, car il existe d'autres exigences de données « microscopiques » à satisfaire.

1. Les références précises des articles, conférences, réunions, etc. seront indiquées dans le corps du rapport.

Le manque d'installations doit être interprété comme un prolongement de la pénurie constatée dans le domaine des installations de mesures intégrales ; aucune construction n'ayant eu lieu depuis des années. Seul un petit nombre d'installations critiques avec des réserves de matériaux de simulation suffisamment variés restent aujourd'hui opérationnelles. Pourtant, ces installations sont essentielles pour la validation des données nucléaires et pour les programmes de physique neutronique.

Le groupe d'experts pense que des installations de mesures différentielles et intégrales resteront nécessaires pour continuer à progresser en matière de données nucléaires et pour maintenir la compatibilité avec les besoins des utilisateurs. Par conséquent, une maintenance, voire une mise à niveau, est requise et de nouveaux projets de construction doivent être encouragés. Il faudrait également ouvrir l'accès aux installations à de nombreux utilisateurs sur le plan international.

Parallèlement à ses travaux sur les installations physiques, le groupe d'experts préconise des recommandations relatives à la maintenance : i) de l'expertise; ii) des infrastructures et des échantillons. Pour l'expertise, on constate que le Comité de direction de l'énergie nucléaire de l'AEN, dans sa déclaration et ses recommandations récentes sur le rôle des gouvernements pour assurer la disponibilité de ressources humaines qualifiées dans le domaine nucléaire, a mis l'accent sur la question des compétences. Le groupe d'experts pense qu'une meilleure intégration entre le monde universitaire et les autres communautés d'utilisateurs contribuerait à faire évoluer l'évaluation et la validation des bases de données jusqu'au niveau requis pour les applications de l'énergie nucléaire.

En ce qui concerne les infrastructures, il convient de noter que les conditions requises résultent : i) du prolongement de la durée de vie des réacteurs actuellement en service ; ii) de l'évolution des nouveaux réacteurs et des infrastructures du cycle du combustible associées ; iii) des charges plus lourdes dans le monde actuel sur les plans économique, environnemental et de la sûreté pèsent considérablement sur la précision exigée des modèles et de la base de données nucléaire sous-jacente. Ces exigences ne seront satisfaites que si le niveau actuel de l'expertise et des installations est maintenu. La fourniture d'échantillons pour la mesure est une activité importante et la disponibilité d'installations capables de répondre aux exigences des mesures modernes est une question cruciale.

Le groupe d'experts a identifié : i) la sûreté de fonctionnement des centrales nucléaires, ii) la gestion des déchets nucléaires ; iii) la fusion comme des secteurs pouvant nécessiter de nouvelles installations (et de nouvelles compétences) dans l'avenir.

Dans le domaine du développement des réacteurs, le groupe d'experts conclut que, d'une manière générale, il est très difficile d'anticiper sur les besoins futurs pour les secteurs spécifiques de la recherche et des types de réacteurs, en raison de variations importantes dans la conception des réacteurs dans le temps et dans différents pays qui influent sur la vision. Toutefois, le regain d'intérêt actuel pour les nouveaux concepts de réacteurs élargit très certainement le champ de développement.

Parallèlement aux besoins directs concernant des réacteurs de recherche et des assemblages critiques spécifiques, liés à des modèles de réacteurs particuliers, le groupe d'experts conclut qu'il faudrait également des réacteurs de puissance zéro (ou à faible puissance) polyvalents et des assemblages sous-critiques dédiés aux expériences de physique élémentaire des réacteurs et à la formation. Ces derniers sont nécessaires pour élargir les connaissances de base, une exigence qui s'applique à tous les futurs développements de l'énergie nucléaire, quels que soient les types de réacteurs adoptés.

Le groupe d'experts pense que de nouveaux réacteurs de recherche seront nécessaires, bien qu'il soit possible de répondre partiellement à la demande en continuant d'exploiter les réacteurs de recherche existants, tant qu'ils satisfont aux normes de sûreté internationales. En particulier, le besoin d'installations critiques doit être souligné.

Le groupe d'experts insiste également sur le besoin permanent de réacteurs de recherche comme sources de neutrons, notamment pour les sources de neutrons de haute intensité utilisés comme sondes de matériaux. Le but est d'assurer une irradiation continue ou des conditions plus représentatives, alors qu'en parallèle, les ressources ont tendance à évoluer vers l'approvisionnement d'accélérateurs de grandes dimensions et/ou multifonctions. Les deux types d'installations (accélérateurs et réacteurs) sont considérés comme nécessaires et complémentaires dans leurs capacités.

Le groupe d'experts constate que plusieurs pays de l'OCDE ont lancé la construction ou annoncé leur intention de construire de nouveaux réacteurs nucléaires et d'autres installations du cycle du

combustible nucléaire, tandis que des pays non-membres de l'OCDE tels que la Russie, la Chine et l'Inde ont déjà lancé des programmes actifs conduisant à une implémentation concrète dans ce domaine. En particulier, des efforts considérables ont été déployés pour construire des réacteurs à neutrons rapides. Aucune mise en service d'un nouveau réacteur de puissance à spectre rapide n'est planifiée avant 2020 dans les pays de l'OCDE, ce qui handicapera probablement les activités de R&D novatrices, notamment en relation avec la recherche sur les combustibles.

Le groupe d'experts conclut que l'extension récente du Partenariat mondial pour l'énergie nucléaire (GNEP, *Global Nuclear Energy Partnership*) est un signe de l'aspiration à une collaboration accrue dans la communauté de l'énergie nucléaire internationale pour gérer les développements à court terme. Dans une perspective à plus long terme, l'initiative Génération IV (*Gen. IV*) rassemble, d'une façon similaire, un certain nombre de pays dans le but de développer des modèles de réacteurs pour les futures applications.

Le groupe d'experts recommande une fédération renforcée des efforts financiers, scientifiques et techniques des pays de l'OCDE, qui permettrait d'optimiser les ressources disponibles. Elle viserait, par exemple, à mieux utiliser les réacteurs de recherche existants ou à construire des installations nucléaires en copropriété, selon une approche similaire à celle adoptée par l'Institut Laue-Langevin (ILL). Le groupe d'experts note le rôle clé joué par les institutions internationales dans la promotion d'une telle coopération entre les pays et recommande que les synergies existantes entre les activités de l'AEN et de l'AIEA dans ce domaine soient explorées plus avant.

Le groupe d'experts souhaite également encourager les échanges de chercheurs, programmes de recherche et résultats, telle que la collaboration entre les installations françaises et belges (EOLE et VENUS).

Le groupe d'experts conclut également qu'il faut préserver l'ensemble des connaissances accumulées et, dans la mesure où cela est approprié, maintenir les installations existantes opérationnelles, car l'expérience a montré que des technologies abandonnées peuvent connaître une renaissance (exemple : les RHT) (*HTR*).

Dans le contexte de l'enrichissement de la base de connaissances chez les chercheurs plus jeunes, le groupe d'experts se félicite : i) de l'initiative de la France et de l'Allemagne d'avoir créé et de développer l'École d'été Frédéric Joliot et Otto Hahn sur les réacteurs nucléaires - Physique, combustibles et systèmes ; ii) de la création de l'Université nucléaire mondiale (*World Nuclear University*). Les initiatives de ce type doivent être encouragées.

En matière d'utilisation des neutrons (y compris la diffusion des neutrons), il semble que de nouvelles sources de neutrons vont être mises en service pour compenser les pertes prévues suite aux fermetures de sources. Les ressources seront cependant concentrées dans un moins grand nombre de sources plus importantes et le centre de gravité se déplacera de l'Europe vers l'Amérique du Nord et le Japon, sauf si l'ESS est construit rapidement.

D'après les prévisions, les mesures par diffraction neutronique et par diffusion des neutrons aux petits angles pour caractériser la structure des matériaux et leurs défauts continueront de jouer un rôle dans les essais et le développement de nouveaux matériaux pour la technologie nucléaire. Il faut également s'attendre à ce que les domaines en plein essor de l'analyse des contraintes et de l'analyse des textures croissent en importance au fur et à mesure que leur audience s'élargira. Les mesures par diffusion inélastique des neutrons constitueront probablement une activité de faible niveau dans ce domaine, mais elles devraient continuer de jouer un rôle important dans la mesure des noyaux (*kernels*) de diffusion qui seront utilisés dans les études de Monte Carlo pour analyser le comportement du modérateur.

Une utilisation à grande échelle des techniques de radiographie neutronique dans les procédés de fabrication du combustible nécessite l'adoption de méthodes normalisées pour les contrôles non destructifs. Des procédures normalisées pour la qualification des faisceaux, des techniciens et des traitements d'images doivent être mises en place, et les installations de radiographie neutronique doivent fonctionner de manière coordonnée pour accomplir cette tâche.

L'application de méthodes de radiographie neutronique modernes telles que la radiographie par contraste de phase pourrait intégrer des compétences en diffusion des neutrons et en radiographie neutronique dans une action synergique offrant une plus large application des techniques d'imagerie neutronique.

Les systèmes pilotés par accélérateur (ADS) et les technologies de transmutation prennent de l'importance pour le développement durable de l'énergie nucléaire dans le monde entier, mais vont de paire avec des défis techniques dans un grand nombre de secteurs. Partager les efforts expérimentaux de façon systématique est donc fortement souhaitable, MEGAPIE étant un excellent précurseur d'une telle collaboration internationale.

Le groupe d'experts estime qu'une feuille de route internationale pour les systèmes pilotés par accélérateur (ADS) est un élément important.

La construction d'un accélérateur dédié est considérée comme une nécessité pour démontrer sa fiabilité, sa contrôlabilité, son caractère économique et sa sécurité. Un tel accélérateur de démonstration serait associé à un réacteur sous-critique dans le cadre d'un système piloté par accélérateur (ADS) expérimental. Il y a des raisons de penser qu'un programme global (peut-être sous une forme similaire à celle du projet ITER dans le développement d'énergie de fusion) est souhaitable.

Une base de données des propriétés des matériaux pour les actinides mineurs et les produits de fission à vie longue est importante pour concevoir les combustibles destinés aux systèmes de transmutation. Étant donné la rareté des matériaux et les restrictions d'autorisation sur les quantités permises dans une installation, il est difficile de mesurer les propriétés physiques et chimiques de ces matériaux. Le groupe d'experts considère donc qu'il est important de conserver des laboratoires de cellules chaudes. De même, il attache une importance cruciale aux moyens de se procurer des échantillons pour les mesures des propriétés des matériaux, ainsi que pour les mesures des données nucléaires et les expériences de physique des réacteurs.

Une base de données des propriétés des matériaux pour les éléments utilisés pour les accélérateurs, telles les fenêtres et les cibles, doit être préparée de manière à couvrir les nombreuses conditions de conception (température, teneur en oxygène et vitesses de circulation de l'eutectique plomb-bismuth (LBE), densité du faisceau, période d'irradiation, etc.). Actuellement, l'état des données sur l'irradiation des matériaux est trop pauvre et ne permet pas d'aboutir à un modèle fiable pour une cible de type fenêtre.

Pour l'autre modèle, sans fenêtre, une démonstration à l'aide d'un faisceau de protons de la catégorie mégawatt est considérée comme nécessaire pour prouver la faisabilité technique avant la connexion à un réacteur sous-critique, ainsi que des expériences sur maquette sans faisceaux. Actuellement, le contrôle stable d'une cible avec une surface libre pourrait poser des difficultés pour un faisceau incident de protons de haute puissance.

Le groupe d'experts recommande l'organisation d'un benchmark international d'expériences afin d'établir une norme globale pour les propriétés des matériaux LBE. De plus, un essai intégral destiné à vérifier la faisabilité du contrôle de l'oxygène dans une cuve de réacteur réaliste serait nécessaire avant la construction à grande échelle d'un système nucléaire refroidi à l'eutectique plomb-bismuth (LBE).

La thermohydraulique du fluide caloporteur (LBE) devrait également être vérifiée par un travail expérimental, par exemple, l'érosion locale des matériaux dans le cœur par le flux à haut débit du LBE. Les composants à grande échelle tels que les échangeurs thermiques et les pompes nécessitent également un développement pour l'utilisation du LBE.

Des installations d'irradiation expérimentales sont essentielles pour le développement et les essais de combustible. Le groupe d'experts recommande par conséquent que la durée de vie des installations clés d'irradiation existantes, notamment le réacteur Halden et le réacteur d'essai avancé (ATR, *Advanced Test Reactor*) soit étendue ; le développement de l'action de coordination du réacteur Jules Horowitz (JHR, *Jules Horowitz Reactor*) présente également un intérêt particulier. En termes de conservation des connaissances, la base de données des expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE, *International Fuel Performance Experiments*) doit être mise à jour et étendue.

Le groupe d'experts insiste sur le fait que de nouvelles installations seront nécessaires pour les conditions de Génération IV. Alors que certaines boucles spécifiques sont déjà en développement, soumises à des essais ou en construction, il faut insister sur le besoin d'installations d'irradiation à spectre rapide, car les enjeux de la recherche sur le combustible des réacteurs rapides Génération IV sont importants ; il y a actuellement une pénurie d'installations. Par ailleurs, il faut insister sur le fait que la R&D sur le combustible est une démarche à long terme. De nombreux essais d'irradiation dans des conditions représentatives sont nécessaires avant qu'un combustible ne puisse être considéré comme qualifié pour utilisation.

Outre le combustible proprement dit, les matériaux de structure doivent eux aussi être soumis à des essais, dans des conditions de fonctionnement appropriées (spectre de neutrons, fluence, température, environnement du caloporteur, etc.).

Concernant les particules de combustible enrobées TRISO (CFP) pour les réacteurs haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTGR, *high-temperature gas-cooled reactors*), le groupe d'experts soutient la recommandation du rapport sur les installations de recherche pour les réacteurs actuels et avancés (SFEAR, *support facilities for existing and advanced reactors*), qui préconise d'encourager la collaboration internationale, étant donné l'importance des performances du combustible pour la sûreté des RHTRG, les longs délais de mise en œuvre et le coût des essais de combustible. Par ailleurs, le groupe d'experts considère qu'il est important de conserver les réacteurs d'essai existants, tels CABRI, NSRR et ATR, en raison de leur capacité à tester les combustibles RHTRG.

En ce qui concerne les cellules chaudes et les examens post-irradiations (PIE, *post irradiation examination*), le groupe d'experts recommande que la disponibilité à long terme des cellules chaudes pour l'examen des combustibles soit garantie. Une observation régulière de l'évolution globale sera nécessaire pour surveiller et prévoir l'utilisation de cellules chaudes, particulièrement à long terme.

Le groupe d'experts conclut que, pour la chimie du cycle du combustible : i) un effort considérable en génie chimique sera nécessaire pour adapter les procédés de séparation proposés à l'échelle pilote et au prototype industriel ; ii) la possession d'installations de R&D répondant aux exigences en matière de gestion des actinides mineurs (MA) devient un facteur déterminant dans les pays qui se tournent vers la séparation et la transmutation (P&T, *partitioning and transmutation*), au vu des réglementations strictes sur la gestion des actinides mineurs et des coûts de construction ; iii) des installations d'irradiation pour étudier la résistance à la radiolyse des ligands sont essentielles pour le développement de nouveaux réactifs organiques et un laboratoire spécialisé dans les actinides, capable de traiter des quantités importantes, est également indispensable pour les études sur la radiolyse alpha ; iv) des laboratoires de synthèse organique, de chimie analytique et de chimie structurale sont également importants pour le développement de procédés de séparation.

Pour les matériaux, le groupe d'experts conclut que les installations devront continuer de couvrir tout l'éventail des exigences pour : i) l'irradiation des matériaux ; ii) la validation de la modélisation/caractérisation des matériaux ; iii) les essais de matériaux.

La disponibilité permanente de réacteurs d'essai de matériaux (MTR, *materials test reactors*) et des dispositifs que ces réacteurs sont capables de fournir est considérée par le groupe d'experts comme une caractéristique essentielle dans l'étude des matériaux pertinents pour les réacteurs et les autres branches de la science nucléaire. Comme nous l'avons remarqué précédemment, le champ d'application des capacités d'irradiation devra s'élargir au fur et à mesure que les exigences issues du travail sur les nouveaux types de réacteurs évolueront.

La disponibilité de grandes installations telles que des sources de spallation et des réacteurs pour l'analyse des matériaux est également considérée comme essentielle.

La section Sûreté du présent rapport a été réalisée en grande partie à partir du travail du Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) qui a abouti au rapport SFEAR. Par conséquent, les conclusions et recommandations présentées ci-après sont principalement celles du rapport SFEAR qui doivent être développées.² Le groupe d'experts note cependant les points suivants :

- i) La fermeture de nombreuses installations importantes, coûteuses et uniques est prévue au cours des cinq prochaines années. Les efforts du CSIN concernant la préservation des installations doivent se focaliser sur les grosses installations, dont la disparition signifierait la perte d'une capacité unique, ainsi qu'une perte d'investissement importante (la « préservation » inclut également le maintien de l'expertise, des connaissances, des capacités et le personnel indispensables à la conservation de l'infrastructure).

2. Les attributions du rapport SFEAR étaient expressément limitées aux questions de sécurité, aux besoins en matière de recherche et à la prise en charge des sites de recherche associés aux réacteurs refroidis à l'eau actuellement en fonctionnement dans les pays membres de l'AEN, ainsi qu'aux réacteurs à haute température refroidis au gaz (HTGR, *high-temperature gas-cooled reactors*). Les réacteurs rapides n'étaient cependant pas pris en considération par le groupe SFEAR.

- ii) Le CSIN et le Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) devraient prendre des mesures pour encourager la coopération de l'industrie en insistant sur la responsabilité de cette dernière dans le développement de données suffisantes pour prendre en charge leurs applications, sur les avantages de la recherche coopérative et sur l'intérêt de préserver l'infrastructure de recherche critique.
- iii) En raison du nombre élevé de cellules chaudes et d'autoclaves, chaque pays est invité à surveiller l'état de ces installations essentielles et à porter à l'attention du CSIN toutes les questions concernant la perte d'infrastructure critique.
- iv) Pour certains problèmes de sûreté, aucune installation à grande échelle n'est identifiée pour la conduite de recherches appropriées ; les groupes de travail du CSIN concernés doivent donc déterminer si de telles installations sont nécessaires ou non pour prendre en charge la résolution de ces problèmes.

Les recommandations du rapport SFEAR sont axées sur les mesures que le CSIN pourrait prendre à court terme pour empêcher la perte d'installations critiques menacées d'une fermeture imminente. Dans le domaine thermohydraulique, deux installations uniques et coûteuses risquent de fermer au cours de la prochaine ou des deux prochaines années. D'autres arguments et une préférence pour la conservation sont évoqués dans le rapport SFEAR. Dans le domaine des accidents graves, la plupart des installations qui prennent en charge la résolution des problèmes dans les conditions d'avant fusion du cœur, le contrôle du gaz issu du combustible et le refroidissement des cœurs surchauffés pour les REB (BWR), les REP (PWR), les VVER et les RAEL (ALWR – réacteurs avancés à eau légère) sont en danger à court terme. Le rapport SFEAR recommande la préservation de trois installations spécifiques en raison du coût de leur remplacement, de leur classement relatif élevé et de leur polyvalence. Dans les autres domaines techniques (combustibles, intégrité de l'équipement et des structures), aucune mesure à court terme du CSIN n'est recommandée. Le rapport SFEAR reconnaît que la mise en œuvre des recommandations ci-dessus dépend de l'intérêt et de l'engagement des pays hôtes à fournir suffisamment de ressources pour attirer la participation des autres parties intéressées et de la capacité à proposer des programmes expérimentaux appropriés pour la résolution des problèmes et présentant un intérêt pour les pays membres.

À plus long terme, il est recommandé au CSIN d'adopter une stratégie pour la préservation d'une infrastructure d'installations de recherche, basée sur la préservation des installations uniques, polyvalentes et difficiles à remplacer. La stratégie devrait tenir compte des priorités à court et moyen terme, du coût de la préservation, de la compétition pour le financement et des plans d'intervention en cas de perte d'installation. Le rapport SFEAR identifie les facteurs dont l'utilisation est recommandée pour tirer des conclusions et des recommandations.

Un tableau des besoins en matière d'infrastructure d'installations de recherche critiques est fourni dans le rapport SFEAR ; celles qui sont considérées comme uniques, difficiles à remplacer et d'une grande importance relative dans leur domaine technique sont identifiées. Il est recommandé au CSIN de surveiller l'état de ces installations à long terme avec l'objectif de prendre des mesures pour répondre aux besoins d'infrastructures de recherche critiques. Pour les nouveaux réacteurs et les nouvelles technologies, il est recommandé que le CSIN joue un rôle actif dans le soutien et l'organisation des travaux de recherche coopérative, et donc dans la préservation de l'infrastructure. L'intérêt du pays hôte est considéré comme un facteur important pour déterminer les installations à préserver.

Dans le domaine de la recherche nucléaire et en radiochimie, le groupe d'experts recommande que des laboratoires de cellules chaudes intégrés soient conservés pour mesurer les propriétés physiques et chimiques élémentaires des composés d'actinides. Le groupe note également que les cellules chaudes et les boîtes à gants détenues par les universités sont des outils importants pour la formation. Il recommande donc un réseau tel que celui des installations regroupées dans ACTINET, une telle approche étant considérée comme pertinente pour un partage efficace des installations et la promotion de la collaboration internationale.

Le groupe estime que les installations de rayonnement synchrotron capables d'effectuer des mesures sur des échantillons radioactifs devraient être conservées (par exemple, le SSRL pour la mesure des échantillons de plutonium). Les mesures des propriétés des actinides et des produits de fission à vie longue (LLFP, *long-lived fission products*) dans le combustible utilisé directement au moyen de

la spectroscopie par absorption des rayons X font également partie des exigences futures. Des lignes de faisceaux spéciaux tels MARS à SOLEIL sont nécessaires pour mesurer les échantillons hautement radioactifs.

Dans une section finale « Divers », le groupe d'experts examine les problèmes liés à l'utilisation de la chaleur d'origine nucléaire pour la production d'hydrogène ; le groupe d'experts soutient la recommandation qui préconise la poursuite de la collaboration internationale dans ce domaine, émise à l'occasion de la 3^e conférence sur la production nucléaire d'hydrogène (*3rd Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen*), en octobre 2005. Il souscrit également à la nécessité d'examiner les problèmes de sûreté pour veiller à ce que les installations chimiques et nucléaires ne constituent pas des risques les unes pour les autres. Le groupe d'experts note le besoin d'une coopération sur les questions suivantes : i) sûreté ; ii) mesure et vérification des propriétés des matériaux et des propriétés chimiques ; iii) développement des matériaux, y compris des matériaux de structure, des membranes et des catalyseurs ; iv) techniques de fabrication avancées et besoin implicite pour les installations d'élucider les informations correspondantes.

Enfin, dans un chapitre consacré aux activités de l'AEN, le groupe d'experts propose un bref récapitulatif du travail des autres départements de l'AEN, avec des informations sur les autres programmes, comités et travaux en rapport avec sa tâche.

Chapitre 1 : Introduction

Suite à l'évolution de la situation économique dans de nombreux pays membres de l'OCDE/AEN, où les budgets consacrés aux activités de développement nucléaire ont souvent baissés, beaucoup de problèmes se posent pour maintenir le niveau actuel de l'activité scientifique dans le domaine de la technologie nucléaire. En voici quelques exemples : maintien de la prise en charge des réacteurs existants, développement et planification des nouvelles constructions et des travaux pour les réacteurs avancés, avec les activités de recherche et de développement sous-jacentes qui utilisent des installations de recherche et d'essais (et qui constituent le point focal du présent rapport). Il faut ajouter que la préservation de la totalité des connaissances associées aux expériences intégrales, accumulées au fur et à mesure du développement de l'énergie nucléaire, devient incertaine.

Pour surmonter ces difficultés, le développement de technologies nucléaires avancées et la constitution d'infrastructures dans des cadres internationaux ont acquis une importance de plus en plus grande. L'AEN a promu diverses activités de ce type, comme illustré ci-après :

- Le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN a lancé une étude sur les besoins de recherche et développement (R&D) en science nucléaire, organisé un atelier sur les besoins de recherche et développement pour les systèmes nucléaires actuels et futurs (« *R&D Needs for Current and Future Nuclear Systems* ») en novembre 2002 à Paris et publié un rapport sur ces questions (AEN, 2003).
- Parallèlement, le CSN poursuit l'examen des données intégrales de physique des réacteurs existantes dans le cadre du Projet international d'évaluation de la physique des réacteurs (IRPhE, *International Reactor Physics Benchmark Experiments*) (AEN, 2008r).
- Le Comité sur le développement de l'énergie nucléaire (NDC, *Nuclear Development Committee*) entreprend des travaux dans des domaines présentant un intérêt similaire : i) la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission ont été le sujet de plusieurs conférences ; ii) l'expérience avec l'utilisation de plutonium à l'échelle industrielle a été examinée ; iii) le rôle et les conditions du déploiement de réacteurs de petites et de moyennes tailles ont été analysés.
- Le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) a examiné la nécessité de conserver des installations de R&D expérimentales dans le domaine de la sûreté et a récemment publié un rapport d'un groupe d'experts sur les installations de recherche pour les réacteurs actuels et avancés (SFEAR, *Support Facilities for Existing and Advanced Reactors*) (AEN, 2007d).

Le CSN a conclu que la poursuite des discussions sur les besoins en R&D était essentielle pour pouvoir bénéficier de la synergie de ces activités et des études similaires. En outre, des recommandations devraient être soumises concernant la recherche scientifique et les installations associées nécessaires pour le développement futur de l'énergie nucléaire, avec la nouvelle technologie développée dans les pays membres.

En 2005, le CSN a donc chargé un groupe d'experts d'essayer d'anticiper de manière réaliste sur les besoins futurs en matière d'installations de R&D en science nucléaire, sur la base des résultats des activités de l'AEN mentionnées plus haut et en étroite collaboration avec les autres comités techniques permanents de l'AEN. Un objectif spécifique de l'étude était de contribuer à encourager la collaboration internationale pour le développement de nouvelles technologies nucléaires.

Les objectifs détaillés de l'étude sont spécifiés dans le Mandat du groupe d'experts (voir annexe A) ; pour résumer, le groupe était chargé de préparer un rapport sur les *Futures installations de recherche et d'essai nécessaires en science et en technologie nucléaires*, centré sur les points suivants :

- examiner l'état des installations de recherche et d'essais dans le monde et clarifier les besoins futurs de telles installations en fonction des besoins de R&D en science et technologie nucléaire, collaborer avec d'autres comités techniques permanents, sur la base des résultats de l'étude du CSN et de ceux de l'étude du CSIN et du NDC sur l'état des installations de recherche et d'essais ;
- surveiller l'activité IRPhE du CSN sur les données intégrales existantes des caractéristiques des réacteurs et du cycle du combustible afin d'identifier les besoins futurs des installations de recherche ;
- définir des recommandations sur les besoins futurs des installations de recherche en science nucléaire pour une collaboration internationale.

Les membres du groupe d'experts sont répertoriés dans l'annexe B. Lors de l'évaluation de son travail, le groupe d'experts a décidé qu'il gagnerait en clarté en modifiant légèrement l'intitulé de l'activité de la façon suivante : « Futures installations de recherche et d'essai nécessaires en science et en technologie nucléaires ».

L'annexe A propose une amplification du programme, mais dans le plan, les produits livrables du projet étaient les suivants :

- organiser les réunions du groupe d'experts afin d'examiner et d'échanger des informations sur l'état des données intégrales et des besoins pour les installations de recherche et d'essais en vue des futures activités de R&D dans le domaine de la science et de la technologie nucléaires (le travail à entreprendre en coordination avec le CSIN et le NDC) ;
- mettre en place une base de données des installations de recherche et d'essais pour la R&D dans le domaine de la science et de la technologie nucléaires et clarifier l'état et les besoins de ces installations ;
- produire un rapport sur l'état des données intégrales et le besoin d'installations de recherche et d'essais pour la future R&D en science et technologie nucléaires.

L'activité du groupe d'experts a été considérée comme opportune pour de nombreuses raisons, et notamment les suivantes :

- Les problèmes du changement climatique sont de mieux en mieux compris et conduisent à tenir compte davantage des modèles de production d'énergie ayant une empreinte carbone inférieure à celle des centrales électriques traditionnelles alimentées par des énergies fossiles.
- À titre d'exemple, le Parlement européen indiquait dans un rapport daté d'octobre 2007 que l'énergie nucléaire serait « indispensable s'il fallait couvrir les besoins en énergie élémentaires de l'Europe à moyen terme » (Parlement européen, 2007).
- En revanche, et au même moment, la pression et la concurrence se sont accentuées dans le domaine des ressources de combustibles fossiles, comme le montrent l'augmentation importante des prix de ces matières premières.
- En conséquence, il y a eu un intérêt croissant pour d'éventuelles nouvelles constructions de centrales nucléaires pendant la durée d'existence du groupe d'experts.
- D'après le site Web du Système d'information sur les réacteurs de puissance (*Power Reactor Information System*) de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA, 2008f), il existe 439 centrales nucléaires en service et 35 en construction dans le monde, et un certain nombre de réacteurs qui avaient été mis en arrêt de longue durée ont été redémarrés.
- Dans la zone de l'OCDE, l'énergie nucléaire fournit presque un quart de l'électricité (AEN, 2008o), alors que dans le monde elle assure environ 16 % de la fourniture d'électricité (WNA, 2007), un résultat qui peut être mis au crédit de l'efficacité et de la sûreté des centrales nucléaires et des installations du cycle du combustible associées.
- Pour les nouvelles constructions, il faut remarquer que les conceptions Génération III et III+ ont tendance à recourir davantage à des fonctions de sûreté « passives » et/ou à des simplifications de conception, et que ces dernières nécessitent une validation appropriée pour l'élaboration des dossiers de sûreté nécessaire.

- Ainsi, par exemple, il existe des programmes actifs pour la construction de centrales nucléaires en Chine, au Japon, aux États-Unis, en Russie, en Inde, en Corée du Sud, etc., totalisant 87 GW(e) et 18 GW(e) dans d'autres régions du monde en septembre 2008 (WNA, 2008g). À ce chiffre viennent s'ajouter 198 GW(e) répertoriés par la WNA comme « à l'état de proposition », la Chine et les États-Unis étant les principaux contributeurs, avec respectivement 63 GW(e) et 26 GW(e). Il faut noter que le Brésil, la Bulgarie, l'Indonésie, le Mexique et l'Afrique du Sud, notamment, figurent dans ces deux listes comme ayant : i) des « programmes de construction » ; ii) des « réacteurs proposés ». On sait également que le Royaume-Uni envisage activement de construire une nouvelle génération de centrales nucléaires et le gouvernement italien a fait part de ses projets de reprise de la construction de centrales dans les cinq prochaines années.
- Ces développements indiquent que les questions de sécurité de l'approvisionnement en combustibles fossiles et nucléaires peuvent être considérées comme importantes. Cela confirme également le fait qu'à long terme, des réacteurs surgénérateurs seront nécessaires, les ressources d'uranium n'étant pas infinies. Dans ce cadre, et en liaison avec le souhait de minimiser les déchets, les activités du Partenariat mondial pour l'énergie nucléaire (GNEP, 2008) et de Génération IV (GIF, 2007) progressent, les deux programmes impliquant une collaboration internationale. Ces activités indiquent également le passage à des modèles de réacteurs et des cycles du combustible qui ne sont pas actuellement utilisés et englobent ainsi de nouveaux besoins en matière de recherche.
- Toujours en rapport avec les intérêts pour le cycle du combustible, la séparation et la transmutation (P&T), ainsi que les possibilités d'utilisation des systèmes pilotés par accélérateur (ADS), sont aujourd'hui des secteurs de recherche actifs.
- Parmi les événements liés à la technologie des réacteurs rapides : le redémarrage de MONJU (JAEA, 2008) et la planification de la mise en service de nouveaux réacteurs rapides – avec les modèles Génération IV comme objectif à long terme.
- À plus court terme, un effort important est également consacré au prolongement de la vie des centrales existantes, et même à l'augmentation de la puissance au-delà des niveaux de production maximaux actuels, pour des raisons économiques et de préservation des ressources. Ces exigences ont des implications pour une meilleure compréhension, par exemple, du graphite dans les réacteurs refroidis au gaz et des dommages par irradiation dans les cuves sous pression des réacteurs à eau.
- Au-delà de la sphère de la production d'électricité, l'utilisation des techniques nucléaires telles que la diffusion des neutrons et la radiographie neutronique ne cesse de se développer dans de nombreux domaines technologiques, à travers l'application des propriétés intéressantes du neutron en matière de diffusion et de moment magnétique. De nouvelles installations sont sur le point d'être mises en service, d'autres sont envisagées.
- On continue également, en liaison avec des activités telles que Génération IV, à s'intéresser à une économie basée sur l'hydrogène, les réacteurs nucléaires avancés étant susceptibles de fournir l'énergie requise pour la production d'hydrogène.

En conséquence, le groupe d'experts a centré son travail sur l'énergie nucléaire (y compris les besoins futurs de recherche concernant les systèmes actuels et à venir) et les applications de la science nucléaire, comme indiqué plus haut. Le but était de déterminer comment les installations de recherche actuellement disponibles pourraient répondre aux besoins futurs ou si de nouvelles installations seront nécessaires dans un avenir prévisible. De même certaines installations existantes peuvent présenter des risques et le compte rendu s'est efforcé d'identifier les secteurs concernés.

Le rapport est le résultat des délibérations du groupe d'experts. Il décrit d'abord la création par le groupe de recherche d'une base de données des installations de recherche, qui répertorie actuellement plus de 700 entrées de laboratoires dans le monde (mais avec une priorité accordée aux pays membres de l'OCDE). La base de données a été mise à la disposition du public au printemps 2008 ; pour plus d'informations, se reporter au Chapitre 2.

Le rapport contient également un examen détaillé des secteurs qui, d'après le groupe d'experts, méritent une attention particulière. Ces derniers sont présentés dans une série de sous-sections du Chapitre 3 :

- données nucléaires ;
- développement de réacteurs ;
- applications neutroniques (y compris de diffusion des neutrons) ;
- systèmes pilotés par accélérateur (ADS) et systèmes de transmutation ;
- combustible ;
- matériaux ;
- sûreté ;
- recherche nucléaire et en radiochimie ;

Le chapitre inclut également une sous-section « Installations diverses » qui couvre les questions telles que la chaleur d'origine nucléaire pour la production d'hydrogène. Chaque section intègre ses propres conclusions et recommandations.

Évidemment, il est impossible de prétendre à l'exhaustivité ; le champ d'application de la demande du CSN était vaste et notre participation ainsi que le temps disponible étaient, par la force des choses, limités. Le rapport s'articule donc autour de l'expérience et des compétences des experts qui ont donné leur temps, tout en essayant d'être aussi exhaustifs que possible.

En outre, comme les considérations du groupe d'experts (et donc de ce rapport) sont centrées sur les intérêts du Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN, les installations entièrement consacrées aux questions telles que la fusion ou l'élimination des déchets n'ont pas été prises en compte. De la même manière, dans la mesure où le mandat concernait les installations, les techniques de mesure n'ont fait l'objet d'aucun examen systématique, bien qu'il soit fait référence aux méthodes de mesure dans l'ensemble du rapport.

Le Chapitre 4 fournit un guide pratique des activités de l'AEN qui sont liées spécifiquement à la présente étude. Il aborde, par conséquent, des activités telles que le rapport SFÉAR du CSIN (AEN, 2007d), le projet IRPhE (AEN, 2008r), le projet ICSBEP (*International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*) (INL, 2008) et les bases de données SINBAD (*Shielding INtegral Benchmark Archive Database*) (AEN, 2008pp), mais le chapitre ne doit pas être considéré comme un compte rendu exhaustif de l'ensemble du travail de l'AEN.

Enfin, le Chapitre 5 rassemble un certain nombre de conclusions et une série de recommandations. Il faut remarquer que les membres du groupe d'experts proviennent de différents horizons. Il existe donc une certaine disparité de vues ; les conclusions décrivent cependant un point de vue consensuel autant que possible.

Chapitre 2 : Examen de l'état et des besoins des installations en science nucléaire : création d'une base de données

Le mandat relatif au projet en cours exigeait l'établissement d'une base de données des installations de recherche et d'essais pour la R&D dans le domaine de la science et de la technologie nucléaires (voir Annexe A). Le présent chapitre décrit la création et le développement de cette base de données et sa représentation actuelle dans un format Web. Le processus suivi pour s'assurer auprès des propriétaires des installations qu'ils sont satisfaits de l'inclusion de leurs installations dans la base de données est également décrit. Le Chapitre 3 qui suit décrit les résultats de l'examen incontournable dans le processus de construction de la base de données et l'analyse des besoins de la communauté scientifique nucléaire dérivés de la base de données et d'autres sources d'informations.

2.1 Construction de la base de données

Au début, la collecte de données a utilisé le simple format de feuille de calcul Excel, car ce format était facilement lisible pour les membres du groupe d'experts. Mais les données ont été ensuite converties dans un format de base de données formel pour un accès élargi via le site Internet de l'AEN. Dans la suite du présent rapport, la base de données basée sur le Web est désignée comme la base de données RTFDB (*Research and Test Facilities Database*).

Un « modèle » initial a défini certains éléments d'information à collecter pour chaque installation et les premières entrées dans la base de données furent les informations fournies sur les installations mentionnées dans le précédent rapport du CSN, Besoins de recherche et développement pour les systèmes nucléaires actuels et futurs (« *Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Energy Systems* ») (AEN, 2003).

D'autres entrées ont été ajoutées à partir d'informations provenant de différentes sources :

- des membres du groupe d'experts eux-mêmes, plus des informations sollicitées par des membres du groupe d'experts auprès d'autres scientifiques de leurs pays respectifs ;
- de la base de données NuCoC (*Nuclear Centres of Competence*) (JRC, 2008) ;
- du rapport sur les installations de recherche pour les réacteurs actuels et avancés (SFEAR, *Report on Support Facilities for Existing and Advanced Reactors*) du groupe d'experts de haut niveau sur la recherche en sûreté nucléaire de l'AEN/CSIN (SESAR) (AEN, 2007d). Le plus grand nombre possible d'installations répertoriées dans le rapport a été saisi dans la base de données, mais reportez-vous aux Chapitres 3.7 et 4.1 pour une analyse plus complète du rapport SFEAR et de son contenu ;
- des bases de données de l'AIEA sur :
 - les réacteurs rapides (AIEA, 2008a) ;
 - les systèmes ADS (AIEA, 2008) ;
- du manuel du Comité de collaboration européen pour la physique nucléaire (NuPECC, *Nuclear Physics European Collaboration Committee*, 2004) ;
- du rapport de l'AEN sur les eutectiques plomb-bismuth (LBE) (AEN, 2007) ;
- de la 3^e conférence sur la production nucléaire d'hydrogène (3rd *Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen*) du Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN (AEN, 2006) ;
- de membres du Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN.

En outre, des données ont été obtenues via une analyse sur Internet des informations contenues sur les sites Web des instituts de recherche. Pour les réacteurs de recherche, en particulier, une recherche des informations complémentaires disponibles sur le Web a été effectuée, les noms et les emplacements des réacteurs ayant été établis à l'aide de la base de données des réacteurs de recherche de l'AIEA (*IAEA Research Reactors Database*) (AIEA, 2008e).

Les autres ressources passées en revues étaient les suivantes :

- Le site Web consacré aux installations d'irradiation de l'European Radiation Dosimetry Group (EURADOS, 2008), qui dispose d'informations sur les installations au sein de l'Union Européenne (UE) directement liées à ses intérêts dans les domaines de la dosimétrie, de la protection contre les rayonnements, de la radiobiologie, de la radiothérapie et du diagnostic médical.
- L'International Union of Pure and Applied Physics (IUPAP), qui a récemment publié une synthèse sur les installations de recherche nucléaire dans le monde (*A Worldwide Overview of Research Facilities in Nuclear Physics*) (IUPAP, 2006).

Plusieurs installations répertoriées dans ces autres ressources ont été incluses dans la base de données RTFDB élaborée par le groupe d'experts, mais ce n'est pas une généralité, car certaines se situent au-delà des intérêts du Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN et ne sont donc pas prises en compte par le groupe d'experts. Par exemple, aucune installation entièrement consacrée à la fusion ou à l'élimination des déchets n'a été incluse.

De même, toutes les installations des différents types répertoriés dans la base de données ne sont pas forcément présentes ; la base ayant été conçue de manière à couvrir tous les pays de l'OCDE plutôt que l'ensemble du monde.

2.2 Version Web de la base de données

En 2006, un projet secondaire a été lancé afin de développer une version Web de la base de données accessible sur Internet. Après un processus de vérification, celle-ci a été mise à la disposition du public au printemps 2008 (AEN, 2008ss), avec plus de 700 installations répertoriées.

La description suivante concerne l'accès public à la base de données ; mais il existe également un mécanisme d'accès à une zone de travail qui permet à un réviseur (par exemple, un membre du personnel faisant office de point de contact pour une installation particulière) d'interroger toutes les informations détenues sur cette installation. La Section 2.3 décrit le contrôle de la base de données et les informations qui s'affichent pour les enregistrements où le processus de vérification est incomplet.

Une fois connecté en tant qu'invité (« Guest ») à l'URL www.nea.fr/rtfdb/, un utilisateur est redirigé vers le premier écran, à partir duquel il a accès aux éléments suivants : i) la fonction de recherche (Search) ; ii) le guide d'utilisation (User Manual) au format .pdf ; iii) un répertoire des mots clés (Directory), qui propose une autre méthode d'accès aux informations de la base de données.

2.2.1 La fonction de recherche (« Search »)

La Figure 1 illustre l'écran « Search » à partir duquel différents paramètres peuvent être sélectionnés, notamment le pays, le type d'installation (réacteur, accélérateur, etc.), l'application (ADS, recherche sur le combustible, etc.) ou les organisations qui possèdent des installations. Pour un complément d'informations sur le type d'installation et les mots clés de l'application, voir la Section 2.2.2.

Pour lancer une recherche, il suffit de taper des mots clés dans la section « Select Word(s) », s'il s'agit d'une recherche en texte intégral dans tous les champs de la base de données, ou de sélectionner des mots clés dans la section « Select Condition(s) », où des listes déroulantes sont disponibles dans les six zones de sélection. Il est possible d'effectuer des sélections dans les deux sections : « Select Word(s) » et « Select Condition(s) » ; logiquement, ces sélections sont combinées par « AND ». La section « Help » (Aide) de la page Search (Recherche) inclut un petit ensemble d'instructions, mais le paramétrage est décrit plus en détail, avec des exemples, dans le manuel de l'utilisateur accessible en ligne une fois que la connexion à la base de données RTFDB est établie.

La Figure 2 présente un exemple de résultat pour une recherche portant sur « Country: Japan » (Pays : Japon) et « Application: ADS » (Application : ADS).

Un clic sur « Details » (Détails) en regard de l'une de ces entrées permet d'afficher un écran avec les informations disponibles pour cette entrée, comme illustré dans la Figure 3.

Figure 1 : Fonction de recherche de RTFDB

Research and test facilities database - Mozilla Firefox

Agence pour l'énergie nucléaire
Nuclear Energy Agency

NEA Research and Test Facilities DataBase (RTFDB)
Search

[Top] > [Search] [Help] [Search] / [Directory]

Search Conditions Selected

All Records

Select your Search Condition(s) below and/or input Word(s) for full text search, before performing Search.

Select Word(s)

Select Condition(s)

Country : N/A <input type="button" value="Select"/>	Facility Type : N/A <input type="button" value="Select"/>	Application : N/A <input type="button" value="Select"/>
Owner : N/A <input type="button" value="Select"/>	Legal name of facility : N/A <input type="button" value="Select"/>	Date of confirmation : N/A <input type="button" value="Select"/>

Help

- To enable search functions, JAVA script must be on.
- "Select condition(s)" and "Select Word(s)" sections are "AND" combined.
- "Select Word(s)" Section:
 - If words or characters are within quotation marks, only full matches will be displayed (Ex: "USA"). Without quotations, ALL partial matches are shown.
 - Characters are case sensitive within quotation marks.
 - A comma is used to combine a string of words or characters. Ex: Japan, JAEA = Japan AND JAEA
- "Select Condition(s)" Section:
 - Select your Conditions from the listboxes. When a listbox is clicked, it will change color to indicate that more choices are possible
 - Once you have selected all your options from one list, please click the "Select" button. This will update the "Search conditions field at the top of the page and squeeze the content of remaining listboxes to reflect your selection
 - Redundant search condition which is chosen from the pull down menu is automatically adjusted when hitting "SEARCH" button. For example,

Figure 2 : Fonction de recherche de RTFDB – résultats de la recherche

Research and test facilities database - Tiscali 10.0

http://www.nea.fr/rtdb/public/search/search_result.cgi

Agence pour l'énergie nucléaire
Nuclear Energy Agency

NEA Research and Test Facilities DataBase (RTFDB)
Search Results

[Top] > [Search] > [Results] [Search] / [Directory]

3 Records hit [1 - 3], 25 rows / page Overview of Affiliations :

Keyword(s)

Country = **Japan**
Application = **ADS**

Breakdown

Details	Legal name of facility	Abbreviated name	Owner	Country
Details	ADS Target Test Facility	TEF-T	JAEA, Tokai, Nuclear Science Research Institute	Japan
Details	Transmutation Physics Experimental Facility	TEF-P	JAEA, Tokai, Nuclear Science Research Institute	Japan
Details	Kumatori Accelerator-driven Reactor Test Facility	KART	Kyoto Univ., Research Reactor Institute, Kumatori	Japan

Figure 3 : Fonction de recherche de RTFDB – résultats de la recherche



Record Details	
Record No.	367
Legal name of facility	ADS Target Test Facility
Abbreviated name	TEF-T
Facility Type	Laboratory Facility
Application	ADS
Current purpose	Material irradiation and feasibility demonstration for spallation target for ADS
Status	Conceptual Design Phase
NEA Programme Cross Reference	
Other Cross Reference	
Owner	JAEA, Tokai, Nuclear Science Research Institute
Homepage	http://j-parc.jp/Transmutation/en/ads.html
Division	Nuclear Science and Engineering Directorate
Country	Japan
Address of facility	2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-gen 319-1195, Japan
Keywords	ADS; Transmutation; MA; LLFP; Lead-bismuth; Spallation target; Proton; Irradiation; Neutron
Company Use Only or National or International	National
Local Language Legal name of facility	ADSターゲット試験施設
Local Language Abbreviated name	TEF-T

Une tâche particulière a consisté à identifier une référence de site Internet raisonnable pour chaque installation. Il s'agit de l'entrée « Homepage » (Page d'accueil) dans les données de sortie. Les installations peuvent disposer de leur propre adresse Internet, mais ce n'est pas toujours le cas ; en outre, il n'existe aucune normalisation quant à l'existence d'une URL dans la langue d'origine et d'une URL en anglais. Un ordre de priorité a donc été adopté :

- si seule la langue d'origine est disponible, elle est utilisée ;
- s'il existe une URL dans la langue d'origine et une URL en anglais, et que des liens permettent de passer aisément de la langue d'origine à l'anglais, la première URL est indiquée ;
- si les deux existent, mais qu'aucun lien ne permet de passer aisément de la langue d'origine à l'anglais, la version anglaise de l'URL est indiquée ;
- s'il n'existe aucune adresse Web directe pertinente, une adresse faisant au moins référence à l'installation est utilisée, par exemple, un document .pdf ou un article disponible sur Internet.

2.2.2 La fonction de répertoire (« Directory »)

Un clic sur le bouton « Directory » (Répertoire) dans l'écran du premier niveau permet d'accéder aux mots clés suivants.

- Country (Pays)
- Facility Type (Type d'installation)
- Application
- Owner (Propriétaire)
- NEA Programme Cross Reference (Renvoi programme AEN)

Les quatre premiers mots clés sont les mêmes que dans la section « Select Condition(s) » de la fonction de recherche. Par défaut, la sélection de la fonction « Directory » (Répertoire) provoque l'affichage d'une liste de pays et un clic sur le nom d'un pays permet d'afficher la liste de toutes les installations correspondant à ce pays contenues dans la base de données RTFDB. Il est possible

d'obtenir des informations détaillées sur l'une de ces installations en cliquant sur « Details » (Détails) comme dans la section précédente. De même, il est possible d'afficher la liste des organisations dont les installations sont répertoriées dans la base de données RTFDB en sélectionnant « Owner » (Propriétaire).

Afin de simplifier la recherche dans la base de données, des mots clés « Facility Type » (Type d'installation) et « Application » ont été affectés à toutes les installations. Ces affectations sont relativement sommaires et, parfois, plusieurs affectations sont utilisées lorsqu'une installation recouvre plusieurs types.

La catégorie « Facility Type » (Type d'installation) essaie de décrire la *forme physique* de l'installation et utilise les sept termes suivants :

- Accelerator (Accélérateur)
- Irradiation Facility (Installation d'irradiation)
- Laboratory Facility (Installation de laboratoire)
- Non-reactor Based Instrument (Instrument non basé sur un réacteur)
- Radioactive Material Handling Facility (Installation de gestion de matières radioactives)
- Reactor Instrument (Instrument de réacteur)
- Reactor, Critical Assembly or Subcritical Assembly (Réacteur, assemblage critique ou assemblage sous-critique)

Lorsque le répertoire « Facility Type » (Type d'installation) est sélectionné, d'autres informations sur les types affectés à chacune de ces catégories, par exemple, Glove Box (Boîte à gants), Hot Cells (Cellules chaudes), Shielded Cave Facility (Installation de casemate blindée), Shielded Facility (Installation blindée), apparaissent sous « Radioactive Material Handling Facility » (Installation de manutention de matières radioactives).

Le répertoire « Application », en revanche, répertorie dix catégories qui décrivent l'utilisation à laquelle est destinée l'installation.

- ADS (Système piloté par accélérateur)
- Accelerator Based Application (Application basée sur un accélérateur)
- Fuel Research (Recherche sur les combustibles)
- Materials Research (Recherche sur les matériaux)
- Neutron Application (Application neutronique)
- Nuclear Data Measurement (Mesure de données nucléaires)
- Nuclear Heat Application (Application de chaleur nucléaire)
- Nuclear Safety (Sûreté nucléaire)
- Nuclear and Radiochemistry Research (Recherche nucléaire et en radiochimie)
- Reactor Development (Développement de réacteurs)

Lorsqu'une installation a été ou est utilisée pour un programme particulier de l'AEN, les renseignements détaillés sur cette installation incluent un lien vers les informations concernant ce programme. D'où la catégorie finale du répertoire : « NEA Programme Cross Reference » (Renvoi programme AEN), qui offre un moyen rapide pour identifier les installations qui sont répertoriées comme liées aux différents programmes mentionnés.

2.3 Contrôle de la base de données

Dans la mesure où la base de données est accessible au public, le groupe d'experts a considéré qu'il était important que les informations contenues dans cette dernière soient contrôlées et validées

par les propriétaires des installations. En conséquence, avant l'ouverture de la base de données RTFDB au public, au printemps 2008, la base de données a été envoyée à un certain nombre de représentants, qui ont été invités à contacter les différentes installations et à s'assurer auprès d'elles que les entrées étaient acceptables. Les contacts suivants ont été utilisés pour cette activité :

- i) un membre du groupe d'experts pour les pays représentés au sein de ce dernier ;
- ii) un membre du CSN pour les pays non couverts par l'appartenance au groupe d'experts;
- iii) contacts directs identifiés par l'AEN pour les autres pays.

Une fois une entrée validée, la date du contrôle a été entrée dans la base de données ; elle est visible par tous les utilisateurs.

Au moment de l'ouverture au public au printemps 2008, le contrôle a été enregistré pour environ 80 % des installations. Pour celles dont le contrôle n'a pas encore été enregistré, une quantité d'informations plus limitée est affichée et son état d'enregistrement (Record Status) est défini sur « RECORD NOT YET CHECKED » (Enregistrement pas encore contrôlé). Ces enregistrements non contrôlés affichent uniquement les informations générales ci-dessous, qui ont été affectées initialement par le groupe d'experts :

- Legal Name of Facility (Nom légal de l'installation)
- Abbreviated Name (Nom abrégé)
- NEA Programme Cross Reference (Renvoi programme AEN)
- Other Cross Reference (Autre renvoi)
- Homepage (Page d'accueil)
- Country (Pays)

Les autres informations provisoires (propriétaire, application, etc.) sont conservées dans une zone de travail de RTFDB et ne sont pas accessibles aux utilisateurs publics.

Des propositions de nouvelles entrées dans la base de données ou la confirmation des informations contenues seraient bienvenues, car on s'attend à ce que la ressource présente un intérêt continu et évolutif pour la communauté de la science nucléaire.

Enfin, il faut comprendre que l'existence d'une installation dans une catégorie particulière ne doit pas être considérée comme suffisante. Le groupe d'experts est fermement convaincu que la capacité à comparer et opposer est très importante, de même que le développement des codes de Monte Carlo a été facilité du fait de l'existence de plusieurs codes. La diversité de l'offre est une fonction capitale : elle permet de clarifier, par exemple, des effets systématiques qui peuvent avoir une grande importance dans certaines mesures.

2.4 Conclusions et recommandations – RTFDB

La base de données RTFDB a pu être créée et publiée sur Internet. Le groupe d'experts pense qu'elle a été un outil très utile lors du présent examen. Le groupe d'experts pense également qu'elle constitue déjà une ressource précieuse pour la communauté scientifique dans le monde entier et encourage donc le CSN à poursuivre la mise à jour et l'extension de la base de données RTFDB dans l'avenir.

Chapitre 3 : Examen de l'état et des besoins des installations en science nucléaire : Résultats

En cherchant à développer une structure logique pour cet examen, le groupe d'experts a tenu compte de la classification des installations dans la base de données RTFDB. Afin d'identifier et d'analyser au mieux les besoins pour de telles installations, il a été décidé d'organiser la discussion en fonction des applications ou des groupes d'applications, plutôt que des types d'installations. Parmi les sujets abordés : la production de données nucléaires, le développement de réacteurs et les systèmes pilotés par accélérateur (ADS). En conséquence, les différents types d'installations (accélérateurs, réacteurs, boîtes à gants, etc.) sont traités dans les sections qui suivent, en même temps que les applications pour lesquelles ils sont utilisées.

Par souci de cohérence, dans la base de données RTFDB décrite dans le Chapitre 2, les informations du répertoire « Application » ont été répertoriées en fonction des mêmes catégories que celles utilisées dans les sous-sections ci-dessous. Cependant, la base de données RTFDB répertorie également le type d'installation physique, ce qui devrait répondre à l'objectif du groupe d'experts : fournir un moyen de références croisées entre les applications et les types d'installation dans la base de données RTFDB.

3.1 Données nucléaires

La base de données RTFDB inclut de nombreuses installations consacrées aux mesures de données nucléaires. Ces installations sont de plusieurs types différents (accélérateurs, réacteurs, etc.) et ils conduisent à la production de données nucléaires expérimentales, lesquelles sont ensuite utilisées comme entrées pour des modèles, des théories ou des codes, généralement après un processus d'analyse et d'évaluation. Les données évaluées (ou les sous-ensembles de ces données) présentent un intérêt pour les bases de données de physique nucléaire, les modèles en astrophysique, les codes de physique neutronique, les études sur l'énergie nucléaire et le cycle du combustible, les études sur la protection anti-rayonnement, les applications médicales, etc.

Il est à noter que, bien que certaines installations aient été initialement conçues et fabriquées spécialement pour mesurer les données nucléaires, dans de nombreuses installations, seule une infime fraction du temps total de faisceau est actuellement consacrée à cet objectif ; autrement dit, les applications de données nucléaires sont maintenant en rivalité sur : i) un plus petit nombre d'installations, et ii) un temps de faisceau limité.

En 2001, le CSN a lancé une étude sur les besoins en R&D dans le domaine de la science nucléaire et les 6-8 novembre 2002, un atelier sur les besoins de recherche et développement pour les systèmes nucléaires actuels et futurs (« Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Energy Systems ») s'est tenu à Paris (AEN, 2003). La disponibilité d'installations permettant de mesurer les données nucléaires – soit les données de base (microscopiques) relatives aux réactions nucléaires, soit les données intégrales – a été définie comme un élément crucial pour les différents projets qui gèrent des fichiers de données nucléaires évaluées, coordonnés par le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, *Working Party on Evaluation Co-operation*) du CSN (AEN, 2008D), et une brève étude sur les installations de mesures de données nucléaires dans les différents pays a été incluse dans le rapport (AEN, 2003). Il a été constaté que le nombre d'installations encore opérationnelles pour ces mesures avait diminué et atteint des niveaux bas critiques.

Les données expérimentales sont conservées dans le format EXFOR, dans la base de données éponyme (AEN, 2008h). Avant d'être utilisées plus avant, ces données doivent être soumises à une

procédure d'assurance qualité. Dans ce processus d'évaluation, les données expérimentales sont complétées par des modèles de calcul pour les réactions non accessibles sur le plan expérimental, ceci afin de parvenir à une base de données complète. La cohérence des données est également assurée (somme des sections efficaces partielles par rapport aux sections efficaces totales mesurées, sommes des données isotopiques par rapport aux données de l'élément considéré, etc.). Très important : les performances de la base de données sont testées par comparaison avec les résultats d'expériences de référence dédiées. Les exigences précises pour les nouvelles mesures sont collectées dans une liste de demandes à haute priorité (HPRL, *High Priority Request List*) (AEN, 2008w) organisée par le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, *Working Party on Evaluation Co-operation*) (AEN, 2008D) et gérée par la Banque de données de l'AEN (pour un complément d'informations sur les bibliothèques de données disponibles sur le plan international, se reporter à la Section 3.1.2.).

Il est possible de distinguer différents types d'installations pour les mesures des données nucléaires :

- La première catégorie est composée d'installations de mesure de données nucléaires microscopiques (ou « différentielles »). Il s'agit, par exemple, de mesurer les sections efficaces de réactions nucléaires spécifiques induites par des neutrons en fonction de l'énergie neutronique incidente, des données de décroissance, des rendements de fission, des multiplicités et des spectres de neutrons de fission, et des demi-vies isotopiques. Suivant l'objectif, les exigences relatives à l'installation et à l'équipement sont très différentes. Toutes les installations dans cette catégorie contribuent à l'établissement de la base expérimentale pour le développement de codes de modèle et l'ajustement des paramètres de modèle (processus d'évaluation). Elles fournissent également des informations pour comprendre la physique de base des mécanismes de réaction nucléaire et de la structure nucléaire, par exemple, pour les fichiers de données de structures nucléaires évaluées (ENSDF, *Evaluated Nuclear Structure Data File*) (BNL, 2008).
- Une seconde catégorie, tout aussi importante, est composée d'installations de mesure des données intégrales (ou semi-intégrales). Citons à titre d'exemples les mesures des taux de réaction isotopique dans les assemblages critiques avec des détecteurs d'activation ou des chambres de fission, la moyenne étant calculée sur le spectre neutronique incident, d'où la qualification « intégrales ». Ces mesures sont souvent considérées comme des données pour une validation *a posteriori* de fichiers évalués, dérivés uniquement de modèles nucléaires et de données différentielles, mais elles peuvent également fournir une forme différente et complémentaire d'informations expérimentales à un processus global d'évaluation des données. Dans la mesure où différents nucléides et réactions contribuent généralement à une mesure intégrale donnée, un aspect crucial dans l'analyse globale consiste à rendre compte correctement des contributions individuelles. Cela est réalisé au moyen de calculs de sensibilité. Ces calculs de sensibilité servent aussi à orienter la définition des priorités pour les nouveaux programmes expérimentaux.

Les deux types de mesures sont utiles pour les évaluateurs dans la pratique, puisque les informations voulues ne peuvent pas être obtenues simplement à partir d'un type d'expérience. Les données intégrales sont essentielles pour localiser les problèmes, pour les besoins de la validation et pour améliorer la précision de la bibliothèque de données évaluées. Des expériences intégrales spécifiques, bien conçues, fournissent des informations moyennées sur le spectre très précises, dont les évaluateurs peuvent se servir en combinaison avec des mesures différentielles pour en déduire des réglages plus précis (incertitudes réduites) et, donc, des fichiers de données évaluées améliorés.

Le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, *Working Party on Evaluation Co-operation*) joue lui-même un rôle essentiel dans la coordination de tout le processus d'évaluation des données à un niveau international, en fournissant le cadre pour des actions concertées et en surveillant et gérant la liste de demandes à haute priorité (HPRL, *High Priority Request List*) pour les données nucléaires.

Il est à noter que les améliorations dans les données nucléaires qui servent de données d'entrée pour les codes neutroniques ont contribué aux progrès considérables réalisés dans l'utilisation de ces codes au cours des deux dernières décennies, au même titre que le recours à des modèles et des algorithmes plus sophistiqués, les activités de validation et d'étalonnage, et l'amélioration de la puissance des ordinateurs.

Dans la validation, le processus essaie de séparer autant que possible les différents phénomènes et de valider individuellement chaque étape de la modélisation. Des expériences plus variées et plus analytiques sont donc aujourd'hui nécessaires pour caractériser chaque phénomène individuel. Cela contraste avec les expériences globales uniques ou maquettes couramment réalisées dans le passé, où différents phénomènes étaient associés d'une manière complexe. Aujourd'hui, des études de sensibilité sont utilisées pour identifier les tendances aux erreurs dans les données ou les modèles et pour suggérer des améliorations dans les modèles et les codes.

Suite à cet effort sur plusieurs années, on peut dire que les codes de neutronique modernes (et les données nucléaires associées) permettent de prédire de manière fiable et précise les performances neutroniques du cœur des réacteurs à eau légère (REL ou LWR) classiques et des réacteurs rapides (RR ou FR). En conséquence, une plus grande confiance est désormais accordée aux prévisions des codes pour étudier les changements dans la conception des sous-assemblages ou des cœurs, et même dans les études sur les réacteurs innovants. Il est donc essentiel que des estimations fiables des incertitudes soient fournies avec les prévisions des codes, de sorte que l'utilisateur puisse décider si les risques associés aux changements proposés sont acceptables ou non. La qualité des prévisions des codes de neutronique dépend de la qualité des données nucléaires d'entrée. Malgré des progrès considérables dans ce secteur, des biais et des incertitudes significatifs subsistent dans les fichiers de données nucléaires évaluées de base. En conséquence, les incertitudes peuvent croître rapidement lorsque le code est utilisé en dehors de son domaine de validité expérimentale ; ce point n'est pas toujours apprécié à sa juste valeur par les utilisateurs.

3.1.1 Installations pour les mesures des données nucléaires

À propos des exigences pour la mesure des données microscopiques, il faut se souvenir qu'un grand nombre de réactions nucléaires différentes et de propriétés nucléaires spécifiques doivent être prises en compte afin de répondre aux besoins des applications. Les réactions induites par neutrons sont certainement prioritaires, mais les réactions dues à des particules légères chargées et les réactions photonucléaires sont très importantes pour certaines applications. Les demandes visant à compléter la base de données nucléaires avec des données sur ces réactions conduisent automatiquement à la nécessité d'intégrer au processus d'évaluation d'autres installations qui n'entretenaient pas dans le passé de liens étroits avec la communauté tournée vers la fission. Nous citerons, à titres d'exemple, les récents efforts consacrés au développement de systèmes pilotés par accélérateur pour la transmutation des déchets nucléaires à vie longue, qui ont bénéficié des capacités du laboratoire GSI pour les ions lourds relativistes de Darmstadt, avec la fourniture des rendements précis des produits de spallation par la technique des réactions inverses (pour un complément d'informations sur la transmutation, se reporter à la Section 3.4).

Dans une large mesure, les mêmes commentaires peuvent être faits à propos des réacteurs expérimentaux et des installations critiques capables de fournir des mesures intégrales. Un grand nombre de ces installations ont été arrêtées depuis les années 1980 et n'ont pas été remplacées par de nouvelles.

Comme indiqué plus haut, sauf pour quelques installations construites explicitement pour les mesures de données nucléaires, la plupart des expériences sont actuellement réalisées dans des installations utilisées pour un large éventail d'applications, non nécessairement liées à la fission ou la fusion nucléaires. En fait, de nombreuses installations ne sont utilisées que pendant une petite fraction de leur temps de faisceau pour des mesures de données nucléaires pour des applications d'énergie nucléaire. L'acceptation nettement moins bonne de l'énergie nucléaire par le public à la fin des années 1980 et dans les années 1990 a conduit inévitablement à une baisse de l'intérêt des jeunes scientifiques pour ce secteur d'activité. Il existe un risque de perte de compétences pour l'avenir, compétences qui ne pourraient pas être récupérées rapidement et facilement en cas de besoin.

D'un autre côté, les problèmes physiques abordés dans la modélisation des réactions nucléaires et le développement de nouvelles techniques de mesure avancées sont des activités exigeantes et intéressantes, qui fournissent une excellente base pour la formation scientifique. L'un des principaux défis dans le futur proche sera d'intégrer plus efficacement la formation scientifique dans les universités avec les exigences de l'industrie, par exemple, via une prise en charge de l'utilisation des installations disponibles par des utilisateurs extérieurs. Tout le processus de mise en place d'une base de données évaluées et bien validées pour les applications d'énergie nucléaire tirerait avantage d'une liaison plus étroite avec le monde universitaire et les autres communautés d'utilisateurs.

Il est possible de distinguer les catégories d'installations suivantes :

- *Réacteurs et assemblages critiques* : les assemblages critiques sont des installations de recherche capables d'entretenir une réaction en chaîne de fission et qui fonctionnent à faible puissance et à une température proche de la température ambiante. Les exemples incluent VENUS (SCK•CEN Mol) (Baeten, 2008), EOLE, MASURCA et MINERVE (CEA Cadarache) (Fougeras, 2005, 2007), PROTEUS (PSI) (PSI, 2008a) et FCA (JAEA Tokai) (JAEA, 2008b). MINERVE, par exemple, utilise une technique d'oscillation d'échantillons très précise. Pour un complément d'informations sur ces installations, voir la Section 3.2, *Développement de réacteurs*. Le cœur et le combustible sont facilement accessibles et peuvent être facilement modifiés, repositionnés et instrumentalisés pour étudier différentes configurations, par exemple, en mesurant les spectres de neutrons. Dans un réacteur (de puissance), les configurations du cœur sont généralement beaucoup plus complexes et l'on dispose de beaucoup moins de souplesse pour introduire des dispositifs de mesure et effectuer des mesures physiques « propres » ; d'un autre côté, le niveau nettement supérieur du flux de neutrons permet d'étudier des phénomènes importants tels que l'épuisement du combustible, l'inventaire isotopique, la perte de réactivité avec l'usure du combustible (burn-up), etc., phénomènes qui ne sont pas accessibles dans une installation critique à puissance zéro. La disponibilité des deux types d'installations est donc essentielle pour obtenir les données nucléaires intégrales nécessaires.

Les réacteurs de puissance et les installations critiques sont également abordés dans la Section 3.2, en relation avec le développement des réacteurs en général. En effet, ces installations sont également nécessaires pour obtenir une preuve expérimentale lorsqu'il s'agit d'évaluer des méthodes et de valider des concepts de sous-ensembles spécifiques, des configurations de cœurs, des options de conception, des paramètres liés à la sûreté, etc., dans des conditions représentatives (température, flux de neutrons et de rayonnement gamma, chimie du caloporteur, etc.), avec les procédures de calcul correspondantes.

Les mesures effectuées dans des installations critiques incluent la masse critique, les indices de spectre, les traverses de taux de réaction, les effets de réactivité de différents types (substitutions, vides et oscillations d'échantillons) et l'échauffement gamma. En principe, ces mesures peuvent être répétées pour une grande variété de spectres neutroniques. Dans les réacteurs de puissance, l'examen post-irradiatoire des crayons combustible ou des échantillons d'isotopes séparés fournit des données extrêmement précieuses sur les réactions de capture de neutrons.

À propos des données isotopiques, le flux de neutrons stable dans certains réacteurs nucléaires est pratique pour mesurer les réactions dans une gamme d'énergie où elles sont importantes pour les applications d'énergie nucléaire. Une technique de mesure bien établie est l'analyse par activation neutronique, soit avec l'analyse hors ligne des produits activés, soit avec la spectroscopie en ligne des gammas prompts en exploitant un faisceau externe. La méthode est largement utilisée dans l'analyse des éléments traces pour de nombreuses applications différentes. Les réacteurs à haut flux [à l'Institut Laue-Langevin (ILL, 2008), par exemple] sont des outils précieux pour étudier, en particulier, les rendements de fission à l'aide de la spectrométrie de masse en ligne, les sections efficaces des isotopes à vie courte qui sont engendrés *in situ* (Marie, 2006) et la capture neutronique par spectroscopie des rayons gamma. Actuellement, LOHENGRIN (Armbruster, 1976) est le seul séparateur de fragments de fission en activité pour mesurer avec précision les rendements des produits de fission. Dans la mesure où le spectre neutronique à l'intérieur du réacteur est purement thermique, seule la fission induite par neutrons thermiques peut être étudiée. Malheureusement, il n'existe dans le monde aucun séparateur de recul où les rendements des produits de fission induite par neutrons rapides pourraient être mesurés avec une précision similaire.

Les mesures des sections efficaces à haute précision dans les énergies thermiques sont, dans de nombreux cas, une contrainte importante pour l'évaluation des mesures aux énergies supérieures.

- *Installations de mesure par temps de vol des neutrons* : en raison des énergies discrètes des états nucléaires intermédiaires dans les réactions induites par neutrons, les sections efficaces neutroniques présentent une structure de résonance marquée et un espacement des niveaux qui diminue avec l'augmentation de l'énergie d'excitation. Cette structure résonante rend

impossible l'extrapolation selon une loi du type $1/v$ valable aux énergies thermiques. Il n'est pas non plus possible de prédire le détail de la structure résonante, sauf pour certaines valeurs moyennes. Chaque fois qu'une connaissance précise de la structure de résonance est requise (par exemple, pour les calculs d'autoprotection), une détermination expérimentale de la section efficace est essentielle et celle-ci ne peut être réalisée que sur les installations qui fournissent la résolution énergétique correcte nécessaire pour distinguer les résonances individuelles.

La seule possibilité pratique pour ces mesures de section efficace haute résolution est la méthode du temps de vol qui utilise des faisceaux neutroniques pulsés. Il reste peu d'installations de ce type aujourd'hui. Elles sont situées à Oak Ridge, États-Unis [ORELA (Oak Ridge Electron Linear Accelerator)] (ORNL, 2008a), à Geel, en Belgique [GELINA (Geel Electron Linear Accelerator)] (IRMM, 2008) et à Kyoto, au Japon [KURRI (Kyoto University Research Reactor Institute)] (KURRI, 2003), et utilisent des accélérateurs d'électrons pulsés et des cibles de conversion photoneutroniques. D'autres installations de temps de vol (TOF) de ce type ont été récemment installées aux États-Unis, au Rensselaer Polytechnic Institute (RPI, 2008), et en Corée, au Pohang Laboratory (Kim, 2002, 2003). La gamme d'énergie va généralement des énergies sous-thermiques jusqu'à environ 20 MeV, couvrant ainsi la gamme d'énergie principale qui présente un intérêt pour la production d'énergie nucléaire. Des installations de temps de vol qui utilisent des faisceaux de protons à haute énergie et des cibles de spallation ont été mises en place au Laboratoire national de Los Alamos, États-Unis (LANL, Los Alamos National Laboratory, 2008a) et dans l'Organisation européenne pour la recherche nucléaire, à Genève, Suisse (CERN, 2008). Dans ces installations, l'énergie neutronique utile peut atteindre plusieurs centaines de MeV, suivant l'énergie des protons primaires (800 MeV au LANL, 20 GeV au n_TOF).

Les installations TOF qui utilisent des convertisseurs photoneutroniques bénéficient d'une excellente résolution temporelle, en revanche les neutrons sont émis de manière quasi-isotropique, ce qui limite l'intensité du flux utile pour les expériences, notamment pour les grandes distances où la meilleure résolution énergétique est obtenue. Les cibles de spallation pour les faisceaux de protons à haute énergie présentent l'avantage de faisceaux neutroniques concentrés beaucoup plus intenses, mais avec une résolution temporelle inférieure et davantage de contributions du bruit de fond provenant des particules secondaires à haute énergie.

Une particularité de l'installation n_TOF du CERN est un flux instantané très intense concentré dans des impulsions nettement séparées (séparation des impulsions 2,4 s), ce qui en fait une installation particulièrement adaptée pour les mesures sur les petits échantillons radioactifs. Les mesures d'absorption totale (c'est-à-dire de la transmission) ne sont cependant pas possibles en raison du flux instantané intense. Une fois de plus, cet exemple illustre le fait que des installations différentes sont généralement indispensables pour obtenir les données nécessaires avec la précision requise.

- *Accélérateurs de particules chargées* : la base de données RTFDB contient un grand nombre d'accélérateurs de particules chargées dans une large gamme d'énergie. Pour les énergies faibles, jusqu'à quelques MeV, on utilise fréquemment des accélérateurs électrostatiques, tels les accélérateurs Van de Graaff, Tandems ou Singletrons, tandis qu'aux énergies supérieures, plusieurs cyclotrons sont opérationnels.

En plus de la mesure directe des réactions induites par des particules chargées, ces installations sont souvent utilisées comme sources de neutrons quasi monoénergétiques avec des convertisseurs de neutrons adaptés.

- *Réactions induites par des particules chargées* : comparée à la base de données relative aux réactions induites par neutrons, la base de données relative aux réactions nucléaires induites par des particules chargées est beaucoup moins complète. Dans le passé, la plupart des demandes de données expérimentales sur les réactions induites par des particules chargées légères émanaient d'applications médicales, relevaient de la dosimétrie ou concernaient la protection. Les nouveaux travaux dans le domaine de l'énergie de fusion pourraient provoquer une augmentation de la demande dans le futur proche.

- *Réactions induites par des neutrons quasi monoénergétiques* : les applications caractéristiques sont les mesures dans le domaine de l'énergie dite moyenne, où l'espacement des résonances est inférieur aux largeurs des résonances. À ces niveaux d'énergie, les sections efficaces montrent une variation régulière en fonction de l'énergie. Par exemple, les courbes d'excitation pour de nombreuses réactions induites par neutrons, telles (n, α) , (n, p) , peuvent être mesurées de façon commode avec des faisceaux de neutrons quasi monoénergétiques à quelques énergies et interpolés avec des modèles nucléaires appropriés. Souvent, ces réactions engendrent des produits radioactifs et les sections efficaces peuvent être mesurées avec la technique d'activation.

En raison des seuils de réaction, ces courbes d'excitation s'étendent très souvent aux énergies élevées, au-delà de la gamme d'énergie accessible avec les accélérateurs électrostatiques. Dans ce cas, les moyens de mesure présents sur les cyclotrons sont nécessaires. Malheureusement, dans le passé récent, les expériences de ce type sur les cyclotrons sont devenues rares et nous manquons de mesures précises aux énergies supérieures à 20 MeV qui permettraient un meilleur ajustement des paramètres utilisés pour modéliser les nombreuses voies de réaction ayant des seuils d'énergie élevés.

Le fait de pulser les faisceaux primaires permet un examen des processus dépendant du temps, tels la population de précurseurs pour l'émission retardée de neutrons après la fission, et la décroissance d'états isomériques.

Une technique expérimentale qui a suscité récemment un regain d'intérêt (Cramer, 1970 ; Escher, 2005 ; Jurado, 2007) est la mesure des réactions induites par neutrons non accessibles directement (par exemple, en raison de la brièveté de la demi-vie de la cible) à l'aide de réactions de transfert conduisant au même noyau intermédiaire. Cette méthode dite de substitution est une technique importante qui vient compléter les efforts pour des mesures directes sur les cibles hautement radioactives, notamment les actinides mineurs.

Tourné vers l'avenir, le projet expérimental ambitieux FAIR/ELISE de Gesellschaft für Schwerionenforschung (GSI, 2008) sera consacré aux fragments de fission et aux mesures des neutrons émis, et pourrait éventuellement couvrir les énergies neutroniques incidentes équivalentes de 5 à 35 MeV. Une autre contribution viendra du projet SPIRAL2/NFS³ mené au Grand Accélérateur National d'Ions Lourds (GANIL, 2004), couvrant la gamme d'énergie neutronique incidente de 1 à 15 MeV, bien que la méthode de séparation isotropique ne soit pas encore clairement définie.

Un problème récurrent avec les mesures de données nucléaires réside dans la difficulté d'obtenir des échantillons isotopiques de matières brutes (pures) appropriés, à utiliser comme cibles pour les neutrons incidents. Ce problème est exacerbé dans le cas d'échantillons radioactifs, d'actinides mineurs, de certains produits de fission, etc. Ce point est important, car il montre qu'une bonne installation n'est pas entièrement suffisante pour générer des données mesurées ; il faut aussi des matériaux cibles. Ainsi, des laboratoires de chimie, un équipement et un personnel spécialisés sont également nécessaires. Pour les mesures de transmission, le problème est encore plus grave, car les masses d'échantillons nécessaires sont relativement élevées.

3.1.2 Fichiers et centres de données nucléaires

Les résultats des mesures de paramètres nucléaires utilisant les types d'installation décrits ci-dessus sont cruciaux pour les projets qui évaluent les données nucléaires. Étant donné que c'est par l'intermédiaire de ces bibliothèques de données nucléaires évaluées que la plupart des utilisateurs exploitent les résultats des installations expérimentales, il n'est pas inutile de préciser quelques points sur ces bibliothèques. Elles sont gérées dans plusieurs centres installés dans des pays de l'OCDE et des pays n'appartenant pas à l'OCDE, et, pour simplifier leur utilisation, elles respectent toutes le même format standard. Une grande partie du travail est réalisé en collaboration entre les pays contributeurs et les efforts d'évaluation sont coordonnés par le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, *Working Party on Evaluation Co-operation*) (AEN, 2008D), qui réunit chaque année les principaux projets d'évaluation pour un échange d'informations sur les évaluations de données nucléaires, les mesures, les calculs de modèles, ainsi que l'évaluation et la validation des données. L'AIEA organise également chaque année des

3. SPIRAL : Système de production d'ions radioactifs accélérés en ligne.

réunions de coordination technique entre les centres de données sur les réactions nucléaires, et l'AEN participe à ces réunions.

En Europe, le projet JEFF (*Joint Evaluated Fission and Fusion*) sur les données nucléaires évaluées (AEN, 2008s), met régulièrement à jour un fichier à usage général de « l'état de l'art » pour les applications de routine dans les différents secteurs scientifiques et technologiques, et des bibliothèques pour les applications spéciales. Le projet JEFF coopère étroitement avec d'autres projets d'évaluation : au Japon [JENDL (*Japanese Evaluated Nuclear Data Library*)] (JAEA, 2008d), aux États-Unis [ENDF/B (*Evaluated Nuclear Data File*) géré par le groupe de travail CSEWG (*Cross-section Evaluation Working Group*)] (NNDC, 2008) et dans les pays non-membres de l'OCDE [BROND en Russie (IPPE, 2008), CENDL (*Chinese Evaluated Nuclear Data Library*) en Chine (CNDC, 1991)]. La coopération avec les pays non-membres de l'OCDE est assurée via la participation des Services de données nucléaires (*Nuclear Data Services*) de l'AIEA (2008c) [par exemple, avec la FENDL (*Fusion Evaluated Nuclear Data Library*) (AIEA, 2004)].

Naturellement, les centres de données nucléaires qui partagent et distribuent les données issues du travail expérimental entrepris sur les installations physiques sont cruciaux pour mettre les données nucléaires à la mise à disposition d'une communauté plus large. Les bases de données telles que EXFOR (AEN, 2008h), ENSDF (BNL, 2008) sont essentielles pour rendre les résultats accessibles à tous. Ce rôle est assuré principalement par la Banque de données de l'AEN (AEN, 2008g), le NNDC (*National Nuclear Data Center*) de Brookhaven (NNDC, 2008a), l'IPPE (*Institute of Physics and Power Engineering*) d'Obninsk (IPPE, 2008a) et la section Données nucléaires de l'AIEA (AIEA, 2008c), qui constituent le « noyau » des centres de données nucléaires de base au sein du réseau NRDC (*Nuclear Reaction Data Centres Network*), dispositif de coordination mondial placé sous les auspices de l'AIEA (2008d). D'autres centres de données nucléaires implantés dans d'autres pays (Japon, Chine, Corée, Hongrie, etc.), chargés des données d'un type ou d'une application spécialisé, complètent les centres de base ; pour un complément d'informations, voir (AIEA, 2008d).

3.1.3 Tendances récentes dans les installations de données nucléaires

À la fin des années 1990, un rapport préparé par Rowlands and Bioux (1996) a examiné l'état des installations de mesure et conclu que les installations et l'expertise dans le domaine de la mesure et de l'évaluation avaient atteint un niveau bas critique. Peu d'événements sont venus entre-temps inverser cette tendance.

Un article récent de Salvatores (2006), présenté lors de l'Atelier sur la R&D en physique nucléaire et en science numérique associée pour le cycle du combustible (*Workshop on Nuclear Physics and Related Computational Science R&D for Advanced Fuel Cycle*), s'est penché sur la situation actuelle en matière de disponibilité des données nucléaires, avec un examen des données de covariance, au sujet du cycle du combustible avancé. En résumé, Salvatores concluait que l'étroite interconnexion entre les sciences fondamentales, la physique appliquée, l'ingénierie et l'industrie qui existait aux premiers jours des applications de technologie nucléaire doit être reconstituée afin de répondre aux exigences et aux défis dans de nouveaux domaines, notamment celui des cycles du combustible avancés. Son idée est que les conditions limites pour entamer cet effort semblent favorables.

En ce qui concerne les installations existantes, il est possible que la détérioration de la situation en Europe, signalée par le précédent projet (AEN, 2003) et par Rowlands and Bioux (1996) se soit stabilisée. Cependant, la disponibilité d'un personnel formé et expérimenté pour :

- la maintenance et l'exploitation des installations ;
- la mesure expérimentale ;
- l'évaluation ;

continue de poser un problème.

[À propos de la fourniture de ressources humaines qualifiées, voir le récent communiqué de presse de l'OCDE/AEN (AEN, 2007a).]

Il existe un problème : les activités liées aux données nucléaires ne représentent qu'un petit pourcentage du travail sur certaines installations et, avec les autres pressions, la disponibilité pour la mesure des données nucléaires peut se voir attribuer une priorité basse, voire être perdue.

De même, le nombre de personnes dans le monde impliqués dans l'évaluation des données nucléaires pour les applications énergétiques est très faible et le montant du financement direct de ces activités par l'industrie est lui aussi très limité.

Dans les prochaines années, on peut s'attendre à ce que les demandes de données nouvelles et améliorées émanent principalement de trois secteurs liés à la production d'énergie nucléaire :

- *Sûreté opérationnelle des centrales nucléaires.* Les considérations concernant l'extension de la durée de vie des réacteurs Génération II actuellement en service ont imposé des exigences élevées quant à la précision des modèles et à la base de données nucléaires sous-jacente. Cela s'applique aussi aux réacteurs Génération III qui sont en développement ou en construction. Les efforts coordonnés de la communauté des données nucléaires au cours des dernières décennies ont donné naissance à des bases de données bien qualifiées, qui offrent une base solide pour ces calculs. Un effort continu est consacré à l'amélioration des performances des bases de données évaluées, afin de déterminer les incertitudes (aujourd'hui largement absentes des fichiers) et de mettre en lumière les déficiences, tout en recherchant des solutions. Les installations actuellement opérationnelles sont issues de ces efforts et les besoins en données peuvent être gérés, à condition que le niveau actuel de l'expertise et des installations soit maintenu.
- *La question des déchets nucléaires.* L'acceptation par le public de l'énergie nucléaire est fortement liée à la solution proposée pour la gestion des déchets nucléaires. Des efforts considérables ont été consacrés à la séparation et la transmutation des déchets hautement radioactifs. Les activités actuelles impliquent la conception de systèmes pilotés par accélérateur pour la transmutation et le développement de projets pour incinérer les actinides mineurs dans des réacteurs rapides, tels ceux prévus dans plusieurs systèmes Génération IV (voir Section 3.4). Ces développements ont abouti à de nouvelles exigences en matière de données pour certaines réactions nucléaires et dans des gammes d'énergie qui avaient moins d'importance dans le passé. Le travail visant à résoudre les défis expérimentaux a commencé et des mesures dans ces gammes d'énergie sont en cours, souvent dans le cadre d'une coopération internationale étendue. Les priorités pour poursuivre les efforts dans ces directions et pour développer de nouvelles installations expérimentales, si besoin est, dépendront en grande partie du résultat des études en cours sur le développement de nouveaux systèmes et de l'expérience acquise dans l'exploitation des installations d'essai prototypes. Comme le montre l'expérience du passé, il n'est pas judicieux que tout soit géré en fonction des besoins. De gros progrès ont été réalisés dans le passé grâce aux progrès génériques dans les techniques de mesure, le développement de théories et de modèles, ainsi que dans la recherche fondamentale. Ce commentaire s'applique à d'autres applications des données nucléaires et à d'autres aspects de la recherche nucléaire et de l'utilisation des installations.
- *Énergie de fusion.* Bien que les études directement liées à la fusion n'entrent pas dans le cadre du travail du groupe d'experts, de ce rapport et de la base de données associée, les commentaires qui suivent ne sont pas inutiles, car entre le secteur des données nucléaires et les questions liées à la technologie nucléaire, les recoupements sont importants. La communauté de la fusion est impliquée dans le processus d'évaluation des données nucléaires depuis de nombreuses années et a contribué à l'amélioration des bases de données concernées [notamment l'European Fusion File (EFF), qui a été fusionné avec l'ancienne base de données JEF pour former le Joint Evaluated Fission and Fusion File (JEFF) géré par la Banque de données de l'AEN (AEN, 2008s) ou la Fusion Evaluated Nuclear Data Library (FENDL) (AEIA, 2004) gérée par l'AIEA-NDS (AEIA, 2008c)]. En raison du besoin qu'avait la communauté de fusion de données précises dans la gamme d'énergie 14-MeV, ces efforts ont particulièrement contribué à l'amélioration des fichiers de données d'activation. La construction du réacteur expérimental de fusion thermonucléaire international ITER, *International Thermonuclear Experimental Reactor*, (2008) et les programmes de construction de l'installation internationale d'irradiation des matériaux de fusion (IFMIF, *International Fusion Materials Irradiation Facility*) (ENEA, 2008) entraîneront un accroissement des besoins de données nucléaires jusqu'à 50 MeV, une gamme d'énergie où les bases de données sont beaucoup moins complètes qu'aux énergies inférieures à 20 MeV. Les installations permettant de réaliser des mesures avec des neutrons quasi-monoénergétiques dans cette gamme d'énergie sont rares et il faudrait un travail considérable pour fournir les effectifs nécessaires et réinstaller un équipement approprié pour de telles mesures.

Il faut noter à ce stade que certaines des installations qui présentent un intérêt pour l'activité du groupe d'experts sont également importantes pour le Comité de collaboration européen pour la physique nucléaire (NuPECC, *Nuclear Physics European Collaboration Committee*) ;⁴ la feuille de route de ce dernier est disponible sur son site Web (NuPECC, 2005). Il faut cependant souligner que le centre d'intérêt et les priorités du NuPECC ne correspondent pas forcément à ceux du Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN.

3.1.4 Conclusion et recommandations – données nucléaires

Une lecture rapide de la liste des installations liées à la mesure des données nucléaires, telle celle contenue dans la base de données RTFDB, peut donner l'impression erronée d'une infrastructure « luxueuse » pour les expériences. Ce qui importe, c'est la disponibilité d'installations modernes capables de fournir des résultats pour les matériaux présentant actuellement un intérêt technologique et avec le niveau de précision requis pour les applications actuelles. Il est également important que certaines de ces installations soient capables d'utiliser des matériaux actifs. Vu sous cet angle, le nombre d'installations appropriées est beaucoup plus limité.

Deux recommandations générales se rapportent au maintien :

- de l'expertise ;
- des infrastructures et des échantillons.

La Section 3.1.3 qui précède a essayé de désigner les cas dans lesquels de nouvelles installations (et une nouvelle expertise) peuvent devenir nécessaires dans l'avenir.

Pour l'expertise, on constate que le Comité de direction de l'énergie nucléaire de l'AEN, dans sa déclaration et ses recommandations récentes sur le rôle des gouvernements pour assurer la disponibilité de ressources humaines qualifiées dans le domaine nucléaire, a mis l'accent sur la question des compétences (AEN, 2007a).

Nous considérons qu'une meilleure intégration entre le monde universitaire et les autres communautés d'utilisateurs contribuerait à faire évoluer l'évaluation et la validation des bases de données jusqu'à la norme requise pour les applications d'énergie nucléaire. La modélisation des réactions nucléaires et le développement de nouvelles techniques de mesure avancées sont des activités complexes et intéressantes, qui fournissent une excellente base pour la formation scientifique, alors que l'industrie et les autres utilisateurs finaux ont besoin d'un large éventail de données spécifiques associées à des estimations fiables de l'incertitude. Il faudrait faire un meilleur usage de cette symbiose.

Quant à l'infrastructure, la situation des installations destinées aux mesures intégrales est similaire à celle des installations vouées aux mesures microscopiques. (NB *Il ne faut pas oublier que l'examen actuel ne couvre pas seulement les sections efficaces, car d'autres données « microscopiques » sont également requises.*)

Les installations actuellement en service résultent des efforts qui ont abouti aux générations de réacteurs précédente et actuelle. De la même manière, les bases de données bien qualifiées qui ont donné une base solide pour les calculs sont le résultat des efforts coordonnés de la communauté des données nucléaires au cours des dernières décennies. Les exigences résultant : i) de l'extension de la durée de vie des réacteurs actuellement en service ; ii) de l'évolution des nouveaux réacteurs et des infrastructures du cycle du combustible associées ; iii) des charges plus lourdes dans le monde actuel sur les plans économique, environnemental et de la sûreté pèsent considérablement sur la précision exigée des modèles et de la base de données nucléaire sous-jacente. Ces exigences ne seront satisfaites que si le niveau actuel de l'expertise et des installations est maintenu.

La disponibilité d'installations capables de fournir les échantillons requis pour les mesures modernes est une exigence supplémentaire importante, au même titre que la disponibilité des installations de mesure proprement dites.

4. Le NuPECC est un comité associé de la Fondation européenne de la science (ESF, *European Science Foundation*). Il a pour objectif de renforcer la collaboration européenne en science nucléaire en encourageant la physique nucléaire, son usage et son application transdisciplinaires dans des projets collaboratifs entre les groupes de recherche au sein de l'Europe et surtout dans les pays liés à la Fondation européenne de la science (ESF).

3.2 Développement de réacteurs

Les centrales nucléaires continuent d'essayer d'améliorer leurs performances via l'augmentation de la puissance de sortie, l'utilisation de combustible à haut taux de combustion (burn-up), des rechargements plus rapides, des arrêts pour maintenance plus courts et des cycles de fonctionnement plus longs. En conséquence, l'importance des problèmes de physique des réacteurs reste considérable ; elle pourrait même croître avec la prise en compte des nouvelles conceptions, notamment les systèmes Génération IV.

Les configurations des réacteurs sont de plus en plus hétérogènes tant dans leur composition que dans la répartition de la puissance dans le cœur. Cela rend les prévisions plus difficiles lorsqu'il s'agit d'évaluer le comportement du cœur et de déterminer les paramètres de sûreté, tels les coefficients de réactivité, qui régissent le comportement transitoire. Ainsi, il est évident que la validation expérimentale des méthodes neutroniques reste nécessaire. En outre, le recours moderne à des méthodes de calcul avancées (neutronique 3-D, etc.) pour affiner les analyses de la sûreté et les marges de sûreté a mis en avant le besoin de données de physique des réacteurs plus détaillées et d'une validation expérimentale des méthodes analytiques. Par ailleurs, les codes de thermohydraulique et de neutronique sont dorénavant couplés afin de résoudre les problèmes tels que la dilution du bore et le *transitoire attendu sans arrêt d'urgence (ATWS, anticipated transient without scram)* ou l'analyse des réacteurs à eau lourde pressurisée (REL) (PHWR, *Pressurised Heavy Water Reactors*) et des autres réacteurs à tubes de force. Ces développements ont également leurs propres exigences en matière d'analyse comparative des données (*benchmarking*).

Le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) de l'AEN a commandé un rapport sur les installations de recherche pour les réacteurs actuels et avancés, intitulé « Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR) » au groupe d'experts de haut niveau sur la recherche en sûreté nucléaire (SESAR), et également lancé récemment une étude sur la sûreté des réacteurs et l'état des installations clés (AEN, 2007d). Par contraste, le projet actuel du groupe d'experts couvre les installations qui présentent un intérêt pour la science nucléaire et, bien qu'il existe un intérêt mutuel pour les problèmes de physique des réacteurs, les deux rapports n'abordent pas les mêmes questions et les mêmes installations, reflétant ainsi les intérêts particuliers du CSIN et du CSN.

3.2.1 Développement de réacteurs – le court terme

Un travail dans le domaine de la physique des réacteurs particulièrement important pour la poursuite du développement de l'énergie nucléaire dans le plus court terme concerne évidemment les types de réacteurs actuels : REL (LWR), réacteurs (thermiques) refroidis au gaz et REL (PHWR), plus les types déjà en développement, tels le réacteur modulaire à lit de boulets (RMLB) (PBMR, *pebble-bed modular reactor*) et les réacteurs rapides.

Pour ces types, les intérêts caractéristiques se portent sur les éléments suivants :

- Problèmes de physique concernant le cœur des réacteurs et le cycle du combustible pour des taux de combustion (burn-up) élevés et très élevés, et pour les enrichissements supérieurs à ceux actuellement utilisés dans les REL (LWR).
- Coefficient de vide du modérateur et du caloporteur dans les REL (PHWR) et les REL avancés (par exemple, effets de la température du modérateur à eau lourde, de la densité et de la concentration de poison sur l'analyse de la sûreté).
- La physique relative à la gestion du plutonium et l'emploi d'oxydes mixtes (MOX) à moyen terme (avant le déploiement des systèmes Génération IV) ; cela concerne aussi bien l'utilisation du plutonium de qualité militaire dans les REL (LWR), les REL (PHWR) et les VVER⁵, que l'utilisation de plutonium recyclé dans les réacteurs à eau pressurisée (REP) (PWR). Les cycles de combustible avancé impliquant le plutonium sont également à l'étude pour une utilisation dans les REL (PHWR).
- La prévision de la criticité pour l'entreposage de combustible nouveau et usé, notamment pour les combustibles avec un niveau d'enrichissement de l'uranium plus élevé (c'est-à-

5. Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor (réacteur refroidi et modéré à eau légère) (VVER).

dire > 5 %) et de composition différente (MOX). Des données expérimentales pour vérifier les outils analytiques seront nécessaires.

- Questions liées aux réacteurs à haute température, y compris aux modèles à lit de boulets. Il convient de noter que la recherche pour les modèles à lit de boulets s'étend à l'étude du mouvement des boulets et, donc, à la nécessité d'un couplage avec la dynamique des fluides (l'utilisation de la théorie de la diffusion pour gérer ce problème n'est pas applicable près des limites). L'AEN possède un programme intitulé Neutronique couplée aux réacteurs modulaires à lit de boulets/Benchmark des transitoires thermohydrauliques – La conception du cœur du PBMR-400 (PBMR Coupled Neutronics/Thermal-hydraulics Transients Benchmark – The PBMR-400 Core Design) (AEN, 2008mm), bien que la majorité des comparaisons se fasse entre les codes plutôt qu'avec des expériences. Voir aussi les commentaires de la Section 3.7.1 sur le projet intégré « RAPHAEL » (ReActor for Process heat, Hydrogen and Electricity generation) associé au réacteur à très haute température (RTHT) (VHTR, *very high-temperature reactor*), qui est conçu pour fournir à la fois de l'électricité et de la chaleur pour des applications industrielles.
- Questions liées aux réacteurs rapides actuels ; cela inclut des activités telles que l'incinération des transuraniens, qui constitue un sujet d'étude en Europe et en relation avec GNEP (2008) (pour un complément d'informations sur les développements de combustible et l'incinération des actinides, voir la Section 3.5). Les exemples au Japon incluent le travail à JOYO (JAEA, 2008e) sur la mesure des sections efficaces, les systèmes de gestion du cœur et les taux de combustion (burn-up).
- Les effets du rayonnement sur les équipements internes et la cuve du réacteur avec des taux de combustion (burn-up) très élevés et une durée de vie prolongée de la centrale [par exemple, les flux et spectres neutroniques sur les structures internes de la cuve sous pression du réacteur (RPV, *reactor pressure vessel*) et sur la paroi de cette même RPV sont essentielles pour déterminer la fragilisation du matériau, la durée de vie des composants et le risque de défaillance de la RPV due à un choc thermique pendant qu'elle est sous pression. Cette question concerne également le vieillissement des tubes de force dans les RELP (PHWR)]. Pour un complément d'informations sur les problèmes de matériaux, voir la Section 3.6.
- Associé au sujet précédent, mais avec un domaine d'application peut-être plus large : tout le secteur des essais de matériaux dans les réacteurs et, donc, la disponibilité permanente des réacteurs d'essai de matériaux (MTR) et des dispositifs que ces réacteurs sont capables de fournir.
- Recyclage des actinides mineurs dans les REL (LWR).
- Mesures sur les réacteurs liées à la protection.

3.2.2 Développement de réacteurs – le long terme

Si l'on s'intéresse aux conceptions des réacteurs à plus long terme, telles que les six conceptions candidates pour Génération IV (GIF, 2007), l'état et les besoins actuels en matière d'informations sont les suivants :

- Réacteurs rapides refroidis au gaz (RRRG) (GFR, *Gas-cooled Fast Reactors*).⁶ Cette conception peut s'appuyer sur la technologie déjà employée et en cours de développement pour les réacteurs à haute température (RHT) (HTR), mais, dans la mesure où les conceptions des cœurs des RRRG diffèrent très nettement de celui des RHT, une R&D spécifique est nécessaire pour permettre une extrapolation au-delà de celle prévue pour les RHT thermiques. Les secteurs spécifiques actuellement pris en considération sont centrés sur les éléments suivants :
 - Procédés concernant le combustible, les autres matériaux du cœur et le cycle spécifique du combustible (FCMFC, *Fuel, other Core Materials and specific Fuel Cycle*). Ce projet est axé sur le développement d'un combustible innovant avec une forte densité d'atomes fissiles, capable de supporter une température, un flux et un taux de combustion (burn-up) élevés, avec une excellente rétention des produits de fission, parallèlement au développement de

6. GFR est l'acronyme utilisé dans le projet Génération IV. Le réacteur rapide refroidi au gaz (RRRG) (GCFR) est un projet de la Commission européenne pris en charge dans le cadre du 6^e programme cadre et constitue la contribution d'EURATOM au Forum International Génération IV « Réacteur rapide refroidi au gaz (GFR) ».

technologies du cycle du combustible visant à permettre un recyclage complet des actinides.

- *Gestion de la conception et de la sûreté (D&SM, Design and Safety Management)*. Ce projet a pour objectif de développer une conception de système cohérente (options concernant le combustible, le réacteur et le cycle) avec un cœur autogénérateur et un niveau intéressant de densité de puissance, associés à une approche de la sûreté robuste (y compris le développement et la validation des outils de calculs requis pour la conception et l'analyse des transitoires de fonctionnement dans les limites du dimensionnement et au-delà). Il promeut également la construction et le fonctionnement d'un premier réacteur expérimental – le réacteur expérimental de démonstration technologique (REDT) – nécessaire dans la phase de performance pour qualifier les technologies clés (GIF, 2008).
- *Réacteurs rapides refroidis au sodium (RRRS) (SFR, Sodium-cooled Fast Reactors)*. Les États-Unis considèrent le RRRS comme un réacteur de recyclage avancé selon le Partenariat mondial pour l'énergie nucléaire (GNEP), conçu pour incinérer les actinides mineurs avec un rapport de surrégénération nettement inférieur à un. La France, d'un autre côté, a mis à l'étude des RRRS caractérisés par un gain de surrégénération interne positif et des caractéristiques de sûreté améliorées. Au Japon, les futurs développements seront décidés après le redémarrage de Monju, bien que des informations sur les plans directeurs apparaissent dans le Cadre de la politique énergétique nucléaire (*Framework for Nuclear Energy Policy*) de la Commission de l'énergie atomique japonaise (JAEC, *Japan Atomic Energy Commission*) (JAEC, 2005) et dans le projet de développement de la technologie des cycles des réacteurs rapides (FaCT, *Fast Reactor Cycle Technology Development*) de l'Agence de l'énergie atomique japonaise (JAEA, *Japan Atomic Energy Agency*), qui cherche à matérialiser des technologies innovantes sur la base des résultats de la R&D obtenus à Monju, etc. (Okazaki, 2007).

Le 6^e programme cadre EURATOM (2002-2006) a soutenu la recherche sur le système RRRS (SFR) par le biais d'une action de soutien spécifique : la feuille de route EISOFAR (*European Innovative Sodium-cooled FAst Reactor*), qui a démarré le 01/02/2007 pour une durée d'un an avec un budget total de 471 139 (participation de la CE : 249 021). L'EISOFAR a abouti à la préparation d'un projet de collaboration important (plusieurs millions d'euros) qui pourrait être adopté dans le cadre de FP7 (2007-2011).

De l'autre côté, EURATOM soutien l'action de coordination de la plate-forme technologique pour une fission nucléaire durable (SNF-TP, *Sustainable Nuclear Fission Technology Platform*) (CORDIS, 2008c), qui rassemble l'industrie nucléaire européenne, des producteurs d'électricité et la communauté de la recherche. SNF-TP a été lancée dans le cadre de FP6 le 01/10/2006 pour une durée de deux ans, avec un budget total de 795 305 (participation de la CE : 600 000). Parmi ses tâches, SNF-TP s'intéresse au RRRS (SFR) et à d'autres systèmes rapides avec des cycles de combustible fermés.

SNF-TP constitue une étape clé vers la plate-forme technologique pour une énergie nucléaire durable (SNE-TP, *Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*) (CEA, 2008i), qui a été lancée le 21 septembre 2007. SNE-TP rassemble les mêmes groupes d'intérêt que SNF-TP. Le rapport Vision de SNE-TP envisage le démarrage de la construction d'un prototype de réacteur rapide refroidi au sodium dans la gamme 250-600 MW(e) en 2012, avec une mise en service en 2020. Ce prototype serait construit dans le cadre d'un partenariat recherche-industrie avec une usine pilote de fabrication de combustible. Le coût total du projet est estimé environ à 2 000 000 000 .

- *Réacteurs refroidis à l'eau supercritique (RESC) (SCWR, SuperCritical Water-cooled Reactors)*. Les projets suivants de chemin critique pour la R&D ont été identifiés :
 - Définition d'une conception de référence qui répond aux exigences de Génération IV, plus conception et construction d'une boucle d'essai du combustible dans le réacteur pour qualifier la conception du combustible de référence.
 - Il existe des lacunes importantes dans la base de données de transfert thermique et de sûreté du RESC. Les données requises dans les conditions types du RESC seront produites.
 - Matériaux – le premier objectif est de sélectionner les principaux matériaux à utiliser à l'intérieur et à l'extérieur du cœur pour les conceptions des tubes de force et de la cuve.

- Propriétés chimiques – une partie du travail nécessitera la définition d'une chimie de l'eau de référence, sur la base de la compatibilité des matériaux et du comportement de la radiolyse dans les conditions supercritiques.
- Réacteurs à gaz à très haute température. Comme en témoignent de nombreux examens récents (Khalil, 2004 ; MacDonald, 2004), un grand nombre – sinon la plupart – des problèmes à résoudre concernent les matériaux et les propriétés de performances du combustible, par exemple :
 - matériaux à haute température ;
 - performances et fiabilité du combustible ;
 - technologies de production d'hydrogène ;
 - couplage sécurisé du réacteur et des installations de production de H₂ ;
 - production de déchets.

Le développement et la validation des méthodes de calcul dans les domaines de la thermohydraulique, de la thermo-mécanique, de la physique de cœur et du transport chimique sont d'autres activités majeures. Les tests d'évaluation et la comparaison code à code pris en charge par les essais du HTTR (30 MW) ou les anciennes données RHT (HTR) (par exemple, AVR, Fort St. Vrain) fourniront un certain degré de validation. Un large éventail d'analyses de fonctionnement normal et anormal sera requis. L'élimination dans la conception de conservatismes inutiles et des estimations améliorées des coûts de construction devraient être facilités par des méthodes de calcul plus performantes.

Un guide des dépenses relatives prévues pour le développement du RTHT (VHTR) est inclus dans un article du DOE (NERAC/GIF, 2002) ; les combustibles, les matériaux et le solde des comptes de la centrale regrouperont plus de 65 % des coûts, contre 12 % pour la sûreté et 3 % pour les systèmes des réacteurs.

(Les progrès sur les deux autres conceptions Génération IV n'ont pas encore atteint le même stade de développement. Alors que des dispositions relatives aux systèmes (« System Arrangements ») ont été signées par plusieurs membres du GIF⁷ pour les quatre conceptions évoquées plus haut, pour ces deux derniers systèmes, une R&D collaborative est poursuivie par les membres intéressés sur une base provisoire.)

- Réacteurs rapides refroidis au plomb. Les principales activités des membres du GIF en cours sont les suivantes :
 - Développement du système à caloporteur plomb européen (ELSY, European Lead-cooled System) (Cinotti, 2006) ; un réacteur de type piscine 600 MW(e) refroidi par du plomb pur. En développement depuis septembre 2006 et sponsorisé par le 6^e programme cadre d'EURATOM, le projet ELSY est réalisé par un consortium de 17 organisations européennes et 2 issues de la République de Corée.
 - Le développement de SSTAR aux États-Unis (Sienicki, 2005), un concept de réacteur de type piscine à circulation naturelle de 20 MW(e), avec une petite cuve de réacteur transportable.
 - Le développement de matériaux avancés pour les applications d'eutectique plomb-bismuth (LBE) et les études thermohydrauliques sur les systèmes LBE au Japon. Pour plus d'informations sur les recherches sur le LBE, voir la Section 3.6.1.2.
- Réacteurs à sels fondus (RSF) (MSR, Molten salt reactors) De récentes études ont confirmé le potentiel des réacteurs thermiques et à sels fondus rapides pour la surrégénération et la minimisation des déchets, tandis que les analyses de viabilité ont mis en évidence les avantages des sels liquides comme caloporteur pour le transport de chaleur à haute température. En conséquence, le Comité directeur des systèmes RSF prévisionnels (MSR Provisional System Steering Committee) a modifié les orientations et les objectifs d'origine de la R&D dans la feuille de route Technologie Génération IV (NERAC/GIF, 2002). Le programme de recherche sur les systèmes actuel met en avant le rôle des propriétés chimiques des sels fondus dans la démonstration de la viabilité, les questions essentielles en R&D portant sur les

7. GIF = Forum International Génération IV (Generation IV International Forum).

éléments suivants : i) combustible, sel caloporteur, produit de fission et comportement du tritium ; ii) compatibilité avec les matériaux de structure utilisés pour le combustible et les circuits du caloporteur, ainsi que le développement de matériaux pour le traitement du combustible ; iii) traitement du combustible en ligne ; iv) développements concernant la maintenance, l'instrumentation et les commandes ; v) questions de sûreté, y compris les interactions entre les sels fondus et le sodium, l'eau, l'air. En outre, le développement d'outils de simulation adéquats, associant la neutronique, la thermohydraulique et la chimie avec des modèles de base est une tâche à haute priorité. Des infrastructures expérimentales (analytiques et intégrales) (par exemple, des boucles à sels fondus) sont nécessaires à moyen terme.

Le projet dévaluation des sels liquides pour applications innovantes (ALISIA, *Assessment of Liquid Salts for Innovative Applications*) (FZD, 2007a) constitue une part importante de la participation d'EURATOM aux activités du GIF sur les réacteurs à sels fondus (RSF) (MSR) et les applications de sels fondus.

[N.B. Une enquête sur l'implication d'EURATOM dans la recherche et la formation concernant les combustibles et les matériaux innovants liés à Génération IV a fait l'objet d'une communication lors de la conférence sur les réacteurs à eau légère hautes performances, organisée en 2007 à Cadarache, France (Van Goethem, 2007).]

3.2.3 Installations de support

Des installations de support capables de fournir les données requises pour résoudre ces divers problèmes restent essentielles. Les données collectées à partir des expériences réalisées dans le passé sur des installations aujourd'hui démantelées ou toujours existantes ne sont pas suffisantes pour couvrir les besoins des systèmes de production d'électricité évolutionnaires de la prochaine génération. De nouvelles expériences spécifiques sont nécessaires, qui peuvent être couvertes en grande partie par les installations existantes, à condition que celles-ci soient entretenues et renouvelées. De nouvelles installations devraient cependant être construites si l'évaluation des nouvelles questions liées à la sûreté et à l'exploitation ou le remplacement des installations dépassées sont vraiment justifiées en termes de coûts/avantages.

Les installations expérimentales, les réacteurs de recherche et les essais sur les réacteurs de puissance doivent couvrir les besoins de mesure des paramètres suivants dans les configurations critiques et sous-critiques :

- multiplication des neutrons et facteur multiplicateur effectif (k) ;
- Laplacien et longueur d'extrapolation ;
- caractéristiques spectrales ;
- effets en réactivité ;
- coefficients de réactivité ;
- mesures cinétiques ;
- répartition des taux de réaction ;
- distributions de puissance ;
- inventaire isotopique.

[NB L'utilisation de réacteurs de recherche pour les études liées à la sûreté est abordée dans les Sections 3.5 (Combustible) et 3.7 (Sûreté). Des installations d'essais seront également nécessaires pour des études sur la sûreté-criticité des cycles du combustible avancés ; voir Section 3.5. Les combustibles comportant des actinides mineurs imposeront des conditions difficiles.]

L'interprétation des expériences de physique des réacteurs visant une meilleure compréhension du comportement du système, l'évaluation de la puissance prédictive des modèles utilisés et l'introduction de perfectionnements pour de meilleures estimations exige deux composants :

- i) les données décrivant les phénomènes de base qui sous-tendent le comportement macroscopique du système ;
- ii) des codes informatiques pour prédire les résultats de l'interaction du grand nombre d'événements de base différents ; c'est-à-dire les effets macroscopiques ou intégraux.

Par conséquent, il est essentiel de conserver, outre les installations intégrales, des installations fournissant de nouvelles données de bases ou des données de base améliorées. Cela se rapporte en particulier aux installations de physique nucléaire décrites dans la Section 3.1.

De même que pour les modèles et les codes de calcul, elles doivent couvrir les éléments suivants :

- physique du cœur ;
- couplage thermohydraulique/neutronique ;
- protection contre les rayonnements ;
- sûreté criticité ;
- physique du cycle du combustible ;
- activation des matériaux ;
- puissance résiduelle ;
- dépôts d'énergie.

La base nécessaire pour la fourniture de données expérimentales intégrales destinées au développement et à la validation de modèles doit être disponible, entretenue et, en effet, étendue pour répondre aux nouvelles exigences des modèles de réacteurs avancés.

Le CSN et la Banque de données de l'AEN, en collaboration avec les pays membres et d'autres institutions spécialisées, ont développé des bases de données partagées au plan international avec des données expérimentales évaluées et qualifiées, en plus d'un vaste ensemble de codes informatiques couvrant les différents besoins dans la modélisation des applications nucléaires. Les bases de données couvrent les éléments suivants :

- données nucléaires de base (AEN, 2008g, 2008s) et données de thermodynamique chimique (AEN, 2008uu) ;
- expériences de criticité [ICSBEP (INL, 2008)] ;
- protection contre les rayonnements et expériences de dosimétrie [SINBAD (AEN, 2008pp)] ;
- expériences de type « cœur » et « réseau » [IRPhE (AEN, 2008r)] ;
- données d'expériences associant thermohydraulique/neutronique et provenant du fonctionnement du réacteur (AEN, 2008k) ;
- expériences sur le comportement du combustible [IFPE (*International Fuel Performance Experiments*) (AEN, 2008oo)].

Les besoins de données de base pour les systèmes innovants, en particulier pour la transmutation des déchets (les actinides mineurs tels que ^{238}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am et $^{242\text{m}}\text{Am}$ et les produits de fission), sont importants ; ils doivent être quantifiés et hiérarchisés. D'autres données sont également requises : i) sections efficaces de capture améliorées pour certains absorbants (hafnium, erbium et gadolinium), ii) sections efficaces de diffusion de l'oxygène améliorées ; iii) meilleure connaissance des rendements des isotopes des produits de fission à partir de la fission des isotopes les plus lourds ; iv) schémas de décroissance et rendements énergétiques des isotopes radioactifs. En général, des mesures des sections efficaces avec une résolution supérieure à la résolution actuelle et couvrant la gamme d'énergie comprise entre les énergies thermiques et plusieurs MeV sont requises pour un certain nombre d'isotopes importants. Afin de servir de guide pour la planification de ces mesures, une liste de demandes de données nucléaires de haute priorité pour les applications industrielles a été établie. Sa gestion est assurée par l'AEN (2008w).

Les données évaluées et gérées dans ces bases de données sont dans le domaine public. Le but est de contribuer à l'amélioration de la méthode et du modèle physique des réacteurs, et de partager les informations obtenues avec la communauté internationale. Cet objectif sera réalisé par le biais de projets spécifiques ou d'exercices de validation internationaux (benchmark). D'autres données importantes ont des propriétaires, ont une valeur commerciale ou sont accessibles uniquement via des dispositions particulières. Ces bases de données contiennent non seulement des données précieuses, mais documentent également le développement de techniques de mesure et de méthodologies d'interprétation. L'analyse du contenu et de la qualité de ces bases de données offre un moyen d'identifier la couverture par la base de connaissances actuelle, d'identifier éventuellement d'autres besoins et, donc, de justifier de nouvelles expériences afin de combler les lacunes existantes pour les réacteurs avancés. Les données disponibles dans le domaine public ne sont pas suffisamment complètes pour couvrir tous les aspects des besoins actuels et futurs.

Les données de certaines installations fermées ont été conservées dans le domaine public ; voir les projets IRPhE et SINBAD (AEN, 2008r, 2008pp). En particulier, pratiquement toutes les installations d'études de protection de réacteur ont maintenant été démantelées, mais les connaissances acquises ont récemment été transférées en grande partie vers les bases de données et dans les méthodes des codes de calcul. Toutefois, la validation de nouveaux codes pour la dosimétrie et la protection des réacteurs doit maintenant reposer sur les expériences évaluées disponibles dans les bases de données.

Le Section 4.4 développe le travail sur ces bases de données et le CSN recommande que les méthodes et les procédures d'assurance qualité (QA) employées pour ces dernières soient adoptées pour documenter les expériences actuelles et futures, à condition que les processus d'assurance qualité (QA) soient cohérentes avec les besoins et pas inutilement lourdes.

L'évaluation de la précision des méthodes et des codes est l'objectif des études sur la vérification, la validation et la qualification. Les mesures réalisées dans les installations critiques et les mesures d'irradiation dans les réacteurs jouent un rôle essentiel dans les études de qualification. L'interprétation des expériences est un élément de motivation pour l'amélioration continue des méthodes de calcul et des données nucléaires.

3.2.4 Réacteurs, assemblages critiques et sous-critiques

Lorsque la base de données RTFDB a été préparée, l'existence de la base de données des réacteurs de recherche de l'AIEA (*IAEA Research Reactors Database*) était déjà connue (AIEA, 2008e). Le présent projet ne prétend pas couvrir de manière exhaustive tous les réacteurs répertoriés dans la base de données de l'AIEA ; le but est plutôt de faire référence aux installations qui fournissent des indications sur les tendances en matière de disponibilité des réacteurs de recherche. L'International Group on Research Reactors (IGORR, 2008) est une autre source d'informations sur les réacteurs de recherche.

À la lumière de ce qui précède, cette section analyse les futurs besoins en matière d'installations de recherche et d'essais dans le domaine du développement des réacteurs. Sur cette base, la Section 3.2.5 propose quelques recommandations spécifiques.

3.2.4.1 Analyse des besoins

Réacteurs de recherche

« Réacteurs de recherche » est un terme générique qui regroupe différents types d'installations ; celles-ci peuvent notamment être dédiées au développement de nouvelles générations de centrales nucléaires, mais également à la production de radionucléides pour les besoins médicaux, aux expériences en sciences des matériaux, à la recherche fondamentale, aux benchmark sur la sûreté, à la formation, etc. Outre les nombreux besoins différents auxquels ils peuvent être affectés, les réacteurs de recherche nucléaire constituent des infrastructures uniques et nécessaires destinées à soutenir la capacité de production d'électricité nucléaire industrielle et son développement [voir, par exemple, (AIEA, 2004 ; WNA, 2008f)].

Avec 20 % des réacteurs en service dans le monde, la Fédération de Russie est le pays qui possède actuellement le « plus grand parc de réacteurs de recherche » (Gabaraev, 2006).

Il faut noter dès le début de cette analyse que, parallèlement aux programmes nationaux, la collaboration internationale est considérée depuis de nombreuses années comme vitale et qu'elle a

déjà conduit à la réalisation d'un certain nombre de projets majeurs. Un exemple significatif de cette forme de collaboration est offert par l'Institut Laue Langevin-Réacteur à Haut Flux (ILL-RHF), cofondé initialement en 1967 par l'Allemagne et la France, que le Royaume-Uni a rejoints en tant que troisième pays membre associé en 1973 [ILL, 2008]. Aujourd'hui, l'ILL regroupe neuf autres pays européens qui ont signé des accords de partenariat scientifique (Scientific Membership) : l'Espagne, la Suisse, l'Autriche, l'Italie, la République tchèque, la Suède, la Hongrie, la Belgique et la Pologne.

Toutefois, de nombreux réacteurs de recherche ont été mis en service dans les années 1960 et sont donc clairement vieillissants. Certains d'entre eux ont déjà été arrêtés et un nombre important devrait l'être prochainement. À titre d'exemple, 245 réacteurs ont été signalés comme étant en service en 2007 (AIEA, 2007b), dont les deux-tiers avaient plus de 30 ans, tandis que 272 réacteurs de recherche étaient en service en 2004 (AIEA, 2003a). Au sein des États européens membres de l'OCDE, R2 – un réacteur de 50 MW(th) en Suède – a été arrêté en 2005 (Studsvik AB, 2005). En France, OSIRIS, un réacteur de 70 MW(th) en service depuis 1966, devrait être arrêté en 2010 et l'arrêt de Phénix est programmé pour 2009. Au cours de la même période (1950-1960), les installations suivantes ont été mises en service ; elles continuent de fonctionner aujourd'hui dans le cadre d'autorisations de fonctionnement individuelles qui courent généralement sur un délai maximum d'environ dix ans.

- BR2 (Belgique), 100 MW(th), en service depuis 1961 ;
- BRR (Hongrie), 10 MW(th), en service depuis 1959 ;
- Halden (Norvège), 19 MW(th), en service depuis 1960 ;
- HFR (Pays-Bas), 45 MW(th), en service depuis 1963 ;
- LVR15 (République tchèque), 10 MW(th), en service depuis 1957.

En Chine, HWRR et SPR sont « confrontés à des problèmes de vieillissement » et seront mis « hors service successivement dans un avenir proche » (Yuan, 2007).

L'arrêt effectif ou programmé de certains réacteurs de recherche va cependant de paire avec des développements nouveaux et encourageants.

- Réacteurs mis en service récemment :
 - OPAL en Australie (première criticité le 12 août 2006) (ANSTO, 2008).
- En construction :
 - Le Réacteur Jules Horowitz (RJH) (CEA, 2008c; EC, 2008a) ; la France a lancé le projet RJH en 1998. Il implique des sociétés françaises comme EDF ou AREVA, mais également des partenaires européens, et il est soutenu par la Commission européenne. La première étape de cette mise en œuvre partagée a été réalisée dans le cadre d'un projet de programme cadre EURATOM FP5 cofinancé, intitulé « Future European Union Needs in MAterial Research Reactors » (FEUNMARR) (CORDIS, 2002), qui a conduit à l'élaboration d'une conclusion collective : « Il existe un réel besoin tant que le nucléaire occupe une place importante dans les sources de production d'énergie... Étant donné l'âge des réacteurs d'essai des matériaux (MTR, Material Test Reactors) actuels, leur rénovation est un besoin stratégique en Europe ; un nouveau MTR au moins sera mis en service dans une décennie » (EC, 2008a). Pour un complément d'informations sur le projet RJH, voir la Section 3.2.4.2.
 - En Chine : CARR (démarrage prévu pour 2008) (ENP, 2003 ; Shen, 2007 ; Yuan, 2007) et le réacteur rapide expérimental chinois (CEFR, Chinese Experimental Fast Reactor) (planifié pour divergence en 2009) (WNA, 2008a).
 - Le réacteur PIK en Russie (démarrage prévu en 2009-2011) (Gabaraev, 2006).
 - L'arrêt de la mise en service des réacteurs MAPLE au Canada est un événement malheureux ; les essais de mise en service et l'autorisation de renouvellement étaient en cours, mais tout a été arrêté en mai 2008 (WNN, 2008).
- En phase de planification : (pour plus d'informations, voir la Section 3.2.4.3) :
 - mise à niveau du réacteur d'essai de matériaux japonais (JMTR, Japan Materials Testing Reactor) au Japon (JAEA, 2008f) ;

- PALLAS, Pays-Bas (NRG, n.d. ; PALLAS, 2008) ;
 - réacteur de recherche hybride multifonctions pour applications de haute technologie (MYRRHA, *Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications*), Belgique (SCK•CEN, 2007) ;
 - un prototype de réacteur nucléaire innovant, probablement un réacteur rapide refroidi au sodium (RRRS) (SFR, *Sodium-cooled Fast Reactor*), France ;
 - des réacteurs de recyclage avancés (appelés autrefois réacteurs « burner » avancés ou réacteurs d'essai « burner » avancés) dans le programme GNEP, États-Unis.
- Aux États-Unis, le réacteur d'essai avancé (ATR, *Advanced Test Reactor*) de l'Idaho National Laboratory a été désigné par le Département de l'Énergie (*Department of Energy*) comme une installation nationale d'utilisateurs scientifiques (*National Scientific User Facility*) en avril 2007 (INL, 2007) ; l'installation et les capacités d'examen post-irradiatoire seront accessibles à un plus grand nombre de chercheurs en énergie nucléaire. Il est également prévu que cette désignation débouchera sur une amélioration des capacités de l'ATR au cours des prochaines années. À la même époque, les capacités du réacteur isotopique à haut flux (HFIR, *High Flux Isotope Reactor*) du Laboratoire national d'Oak Ridge (ORNL, 2008) ont été considérablement étendues avec l'installation réussie d'une source de neutrons froide.

Dans ce contexte, il est pertinent de mettre l'accent sur certaines qualités des réacteurs de recherche à neutrons rapides, ainsi que sur leur état actuel et les attentes futures. Ils possèdent des fonctions complémentaires à celles des systèmes thermiques, notamment celles liées à leurs flux neutroniques élevés⁸ et à leur spectre d'énergie neutronique. Mais essentiellement, ils constituent une voie nécessaire pour générer des connaissances avant un changement d'échelle et le développement industriel des réacteurs à neutrons rapides, qui sont censés être 60 à 80 fois plus efficaces pour la production d'énergie à partir d'uranium que les réacteurs thermiques et qui pourraient également transmuter les actinides mineurs à vie longue hautement radioactifs (c'est-à-dire Am, Np et Cm) et éventuellement les produits de fission à vie longue hautement radioactifs tels que le technétium et l'iode. Leur importance pour qualifier les nouveaux matériaux et combustibles destinés aux nouveaux systèmes de réacteurs rapides (par exemple, les RRRS innovants) doit être soulignée en même temps que le besoin d'installations d'essais sur les combustibles et de laboratoires chauds associés. Pour un complément d'informations sur ce dernier sujet, voir l'examen des combustibles dans la Section 3.5.

Actuellement, quatre réacteurs de recherche à neutrons rapides (tous des RRRS) sont en service dans le monde : Phénix (France) (CEA, 2008e), JOYO (Japon) (JAEA, 2008e), BOR-60 (Russie) (RIAR, 2008) et Fast Breeder Test Reactor (FBTR) (Inde) (IGCAR, 2008a). En Chine, la première divergence du CEFR de 20 MW(e) est planifiée pour 2009.

Une centrale industrielle, BN-600 [600 MW(e)], est actuellement en service en Russie. BN-800 [800 MW(e)], dont la rebudgétisation et la construction ont redémarré en 2006, devrait être mis en service en 2012 (Ivanov, 2006). Par ailleurs, l'Inde construit le PFBR [1 200 MW(th), 500 MW(e)], qui devrait être mis en service en 2010 (IGCAR, n.d. ; WNA, 2008b).

Outre la France, trois autres pays de l'OCDE envisagent de construire des RRRS, mais ces derniers ne seront probablement pas opérationnels avant 2020.

- Le programme GNEP aux États-Unis envisage un concept de RRRS utilisable en tant que réacteur de recyclage avancé pour incinérer les actinides mineurs, avec une mise en service dans la période 2020-2025 (GNEP, 2008).
- La Corée développe actuellement le KALIMER-600 (*Korea Advanced Liquid MEtal Reactor*) (KAERI, 2008, WNA, 2008c) ; il s'agit d'un RRRS de 600 MW(e) chargé de combustible métallique U-TRU-Zr.⁹ Selon GNEP, un partenariat sur le RRRS a été convenu avec la Corée en 2006.
- Au Japon, Mitsubishi Heavy Industry a été choisi par le gouvernement pour développer et construire un RRRS d'ici 2025, suivi d'un réacteur commercial en 2050 (WNN, 2007).

8. Des flux de $4,4 \times 10^{15}$ n.cm⁻².s⁻¹ peuvent être obtenus avec Phénix.

9. TRU = transuraniens.

Dans la période précédant la construction et le démarrage de ces nouveaux réacteurs, Phénix aura été définitivement arrêté en 2009. En conséquence, après cette date, JOYO [140 MW(th)] (JAEA, 2008e) et MONJU [280 MW(e)] – qui devraient redémarrer en 2008 (JAEA, 2008) – seront les seuls réacteurs à neutrons rapides disponibles dans la zone de l'OCDE jusqu'à ce que les nouveaux réacteurs soient opérationnels. Cela confirme la nécessité d'installations nouvelles ou mises à niveau et souligne l'importance de la concrétisation de ces programmes.

Autres installations

Dans le contexte de la renaissance du nucléaire prévue à moyen terme et de la mise en place de la préparation de la technologie nucléaire du futur, en particulier dans le cadre de Génération IV, de nouvelles installations de R&D couvrant tout le cycle du combustible seront nécessaires.

Entre autres, des installations de recherche innovantes consacrées à l'exploration de procédés de retraitement avancés excluant la séparation du plutonium seul (pour des raisons de non-prolifération) et des installations pilotes blindées et automatisées pour la fabrication de nouveaux types : i) de combustible (carbures, nitrures ou forme métallique éventuellement chargée d'actinides mineurs) et ii) de revêtement, sont des étapes essentielles avant tout changement d'échelle.

Dans ce contexte, l'installation ATALANTE (ATelier Alpha et Laboratoires pour ANalyses, Transuraniens et Études de retraitement), France (CEA, 2008), nourrit l'ambition de mettre au point le procédé « GANEX » (Group ActiNide EXtraction) au cours de la période 2008-2012 afin d'empêcher la séparation du plutonium seul. L'étape suivante serait la construction d'un laboratoire international à La Hague, France, qui entrerait en service entre 2015 et 2020, et qui serait suivi d'une installation industrielle à plus grande échelle vers 2040.

Aujourd'hui, l'essentiel du combustible chargé dans les centrales nucléaires est constitué d'oxyde d'uranium et, de façon limitée, de MOX. Lorsque l'extraction groupée sera devenue une réalité, les combustibles seront très probablement constitués d'uranium, de plutonium et d'actinides mineurs, afin de répondre aux préoccupations de prolifération et de minimiser la quantité de déchets de haute activité à vie longue. En raison de l'inclusion de ces derniers, ces nouveaux combustibles seront extrêmement radioactifs et nécessiteront des usines de fabrication spéciales, blindées et automatisées.

Le laboratoire mentionné plus haut sera conçu pour fabriquer un combustible chargé d'actinides mineurs qui sera livré en 2025 au réacteur à neutrons rapides japonais MONJU pour des essais d'irradiation dans le cadre de la démonstration internationale GACID (*Global Actinide Cycle International Demonstration*), un projet associant le CEA, la JAEA et le DOE (Carré, 2007).

Les leçons du passé

Bien que ces commentaires fassent référence aux développements récents et futurs, il ne faut pas oublier qu'il reste possible d'obtenir de bons résultats avec les anciens réacteurs. Mais il faut également reconnaître que les exigences actuelles quant à la précision et au type des mesures pèsent davantage sur le travail présent, qui ne peut être réalisé qu'avec des équipements plus récents. De même, bien que l'on puisse exploiter d'anciennes mesures [comme cela est consigné dans le projet IRPhE (AEN, 2008r), qui examine si les résultats d'expériences anciennes peuvent devenir acceptables selon les normes modernes], un travail réalisé dans le passé a forcément un contenu limité. Par essence, il faut aujourd'hui davantage d'informations. Bien sûr, nous disposons actuellement de davantage de moyens pour réaliser des simulations, lesquelles peuvent parfois éviter de recourir à d'autres expérimentations. Cependant, comme cela est démontré par les nouvelles installations, il subsiste des exigences qui ne peuvent être satisfaites que par des installations nouvelles et adaptées.

3.2.4.2 État actuel des réacteurs, des assemblages critiques et sous-critiques

En examinant le domaine des réacteurs expérimentaux, il est clair que certains réacteurs sont destinés à une application générale, alors que d'autres sont, par exemple, tournés vers des usages spécifiques tels que la diffusion des neutrons. Dans la dernière catégorie, on peut noter que toutes les installations, y compris les réacteurs, qui étaient prises en compte dans l'United States Office of Science and Technology Policy Interagency Working Group on Neutron Science (US IWGNC, 2002) sont inclus dans la base de données RTFDB.

En ce qui concerne les réacteurs rapides, l'AIEA a compilé une base de données qui fournit des informations sur les centrales à réacteurs rapides existantes et planifiées (AIEA, 2008a). Cette base de

données est également disponible sous l'intitulé TECDOC-1531 (AIEA, 2007), qui remplace l'ancien TECDOC-866 de 1996. Elle contient des informations détaillées sur les réacteurs rapides à métal liquide – précisément les paramètres et détails de conception des centrales. Un grand nombre de paramètres, de données de conception et de documents graphiques correspondants sont accessibles.

Un complément d'informations sur l'état actuel d'un certain nombre de réacteurs de recherche et d'assemblages critiques a été fourni. Les informations qui suivent ne doivent pas être considérées comme une liste complète des installations disponibles dans le monde ; au contraire, elles visent à fournir une vision limitée aux installations pour lesquelles l'avenir est synonyme de changements ou qui revêtent une importance particulière pour le développement des réacteurs.

Belgique

VENUS (Baeten, 2007). VENUS est une installation critique à puissance zéro construite dans les années 60 au SCK•CEN. Elle est en service depuis cette époque et a été largement utilisée pour la validation des codes dans différents secteurs, notamment : la surveillance de la pression du réacteur, le recyclage du plutonium dans les REL (LWR) et les déterminations du taux de combustion (burn-up). Il a été décidé de transformer cette installation en un système ADS où le cœur sera constitué d'uranium enrichi (30 %) dans une matrice de plomb et piloté par un accélérateur de deutérium en mode continu. La source de neutrons interne sera assurée par une cible de deutérium ou de tritium. Ce programme, intitulé GUINEVERE, fonctionnera jusqu'en 2013.

France

- MASURCA (Fougeras, 2005) est un réacteur de puissance « zéro » (5 kW) consacré aux études des réacteurs à neutrons rapides et au développement des techniques de mesure. En 2006, le chargement d'un cœur de type réacteur refroidi au gaz pour valider le nouveau système de contrôle neutronique de l'installation a marqué le début d'un programme de rénovation important qui, en 2013, donnera naissance à une installation mise à niveau, capable de répondre aux nouveaux défis. Dans l'intervalle, pendant l'importante remise à niveau de MASURCA, aucun programme expérimental ne sera mené pendant plusieurs années.
- L'installation critique EOLE (Fougeras, 2007) est un réacteur expérimental à très faible puissance consacré à l'étude neutronique de réseaux modérés, en particulier des réacteurs à eau sous pression (REP) (PWR) et des réacteurs à eau bouillante (REB) (BWR). Les éléments récents du programme expérimental sont les suivants :
 - FUBILA, de 2005 à 2006, constituant la poursuite de l'étude du 100 % MOX à haut taux de combustion (burn-up) dans les REB, qui avait été amorcée avec le programme BASALA ;
 - FLUOLE, fin 2006, destiné à fournir une base de données expérimentale pour de calcul de la fluence de la cuve des REP 1 300 MW(e).
 - PERLE, en 2007, pour l'étude du réflecteur lourd, option retenue dans le réacteur pressurisé européen (EPR, *European Pressurized Reactor*).
- Le réacteur expérimental MINERVE (Fougeras, 2007) est consacré aux études neutroniques des réseaux de différents types de réacteurs. Une caractéristique unique et très précieuse de cette installation est la disponibilité d'un dispositif d'oscillations d'échantillons. Les variations de la réactivité mesurées sont provoquées par l'oscillation périodique des petits échantillons du matériau ou du combustible. MINERVE est également utilisé pour les besoins de la formation.
 - Le programme OCEAN (Oscillation en Cœur d'Échantillons d'Absorbants Neutroniques) se déroulera entre 2005 et 2008 dans divers spectres neutroniques. Dans le cadre de l'allongement du cycle du combustible et de l'utilisation croissante de combustible MOX, il répond au besoin de connaissances plus précises sur les absorbants de neutrons : ^{155}Gd , ^{157}Gd , $^{\text{nat}}\text{Gd}$, ^{177}Hf , ^{178}Hf , ^{179}Hf , ^{180}Hf , ^{166}Er , ^{167}Er , ^{168}Er , ^{170}Er , ^{160}Dy , ^{161}Dy , ^{162}Dy , ^{163}Dy , ^{164}Dy , ^{151}Eu , ^{153}Eu et $^{\text{nat}}\text{Eu}$.
 - Le programme OSMOSE (OScillations dans Minerve d'isOtopes dans des Spectres Eupraxiques) a démarré en 2005 et s'achèvera en 2010. Il permettra de valider, sur un large éventail de spectres neutroniques, les sections efficaces d'absorption des actinides

mineurs : ^{232}Th , ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{245}Cm .

- Comme nous l'avons indiqué plus haut, la France a lancé le projet du réacteur Jules Horowitz (JHR, *Jules Horowitz Reactor*) en 1998 (CEA, 2008c ; EC, 2008a). Le contrat du consortium JHR a été signé le 19 mars 2007 par 8 partenaires : CEN•SCK, CEA, EDF, AREVA, NRI, CIEMAT (y compris un pool d'industriels et d'organismes publics espagnols), VTT et l'UE. JHR fournira un flux de neutrons thermiques élevé (jusqu'à $5,5 \cdot 10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$) pour les études sur le combustible et un flux de neutrons rapides élevé (jusqu'à $10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1} > 0,1 \text{ MeV}$) pour simuler, notamment, le vieillissement des matériaux. La mise en service est prévue pour 2014.

Pour un compte rendu récent des développements dans les réacteurs de recherche français, voir Rive (2007).

Italie

- TRIGA RC-1 (ENEA, 2007) est un réacteur Triga Mark II qui a été remanié pour passer à une puissance de 1 MW en 1967. Des programmes expérimentaux récents incluaient la conclusion de la campagne expérimentale ADS en 2005 et l'introduction en 2006 d'un cœur d'1 MW pour la radiographie neutronique, la production d'isotopes médicaux, l'irradiation à la demande et la formation.

Japon

- La base de données RTFDB répertorie plusieurs assemblages critiques et réacteurs expérimentaux au Japon. Parmi ces derniers, le Deuterium Criticality Assembly (DCA) et le Very High Temperature Reactor Critical Assembly (VHTRC) de la JAEA ont déjà été mis à l'arrêt. D'autres assemblages critiques, cependant, sont largement utilisés, non seulement pour la recherche et le développement de nouveaux systèmes de combustible, mais également pour la recherche en sûreté nucléaire. Ce qui suit est particulièrement important pour les développements en physique des réacteurs.
- L'assemblage critique rapide (FCA, *Fast Critical Assembly*) (JAEA, 2008b) a été utilisée pour plusieurs essais sur maquette de réacteurs rapides japonais tels que JOYO (JAEA, 2008e) et MONJU (JAEA, 2008). Il a également servi pour d'autres développements techniques concernant des réacteurs rapides, par exemple, un cœur de réacteur surgénérateur (FBR) avancé et un cœur de surgénérateur avec modérateur, ainsi que pour des essais réalisés avec un module d'expansion du gaz.

Le FCA a par ailleurs été utilisé afin de vérifier les données nucléaires et les méthodologies de physique des réacteurs pour la conception de réacteurs rapides ; en particulier, les données des sections efficaces des actinides mineurs (MA) ainsi que la fraction effective des neutrons retardés (β_{eff}) ont été mesurés (Sakurai, 2002).

En raison de la souplesse de configuration du cœur et des matériaux combustibles, le FCA a été utilisé pour la recherche et le développement d'autres types de réacteurs, y compris des systèmes thermiques. Par exemple, les expériences en physique des réacteurs pour le réacteur à eau légère à taux de conversion élevé (HCLWR, *High Conversion Light Water Reactor*), le réacteur à eau à modération réduite (RMWR, *Reduced-Moderation Light Water Reactor*) et le réacteur 4S (*Super, Safe, Small and Simple*), ainsi qu'une étude expérimentale de base sur un système ADS ont toutes été réalisées dans le FCA.

- Le TCA (*Tank Type Critical Assembly*) (JAEA, 2008k) a été construit initialement pour effectuer des recherches en physique nucléaire sur les réacteurs à eau légère, notamment le réacteur de démonstration japonais JPDR (*Japan Power Demonstration Reactor*)¹⁰. Depuis, le TCA a été utilisé pour différentes expériences de physique des réacteurs. Dans la dernière période d'utilisation, il a servi pour développer et vérifier des expériences de physique des réacteurs et des paramètres neutroniques sur les cœurs de réacteur du JPDR et du navire à propulsion nucléaire MUTSU (JAEA, 1998).

10. Entièrement démantelé en 1996.

Par la suite, des expériences de physique des réacteurs liées à l'utilisation de plutonium dans les réacteurs thermiques ont été réalisées. Ultérieurement, le TCA a été utilisé pour la recherche en sûreté criticité, y compris la physique de système sous-critique et la mesure de la sous-criticité, et une mesure de la réactivité des isotopes des actinides mineurs a été réalisée au cours des dernières années.

Dans la mesure où le TCA est un assemblage de criticité simple et bien caractérisé, il a été utilisé pour former les étudiants et les équipes d'autres instituts. Plus de cent personnes participent chaque année au programme de formation du TCA. Le futur programme du TCA est en discussion.

- STACY (JAEA, 2008j) et TRACY (JAEA, 2008l). La sûreté criticité est l'une des questions les plus importantes dans l'évaluation de la sûreté des installations du cycle du combustible. Au Japon, la principale stratégie du programme énergétique national concerne un cycle du combustible nucléaire utilisant le retraitement du combustible usé. La première usine de retraitement commercial, l'usine de retraitement de Rokkasho (RRP, *Rokkasho Reprocessing Plant*) de Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL, 2008), a été construite dans la préfecture Aomori. Afin de valider les systèmes de codes de calcul et les bibliothèques de données par l'obtention de données expérimentales sur des systèmes de solutions de combustible à uranium à l'état statique et à l'état transitoire, les installations STACY (*Static Experiment Critical Facility*) et TRACY (*Transient Experimental Critical Facility*) ont été exploitées.

Depuis la criticité initiale de STACY, des données de criticité fondamentales de solutions de nitrate d'uranyle enrichies à 10 % et à 6 %, ainsi que les propriétés de criticité pour des systèmes complexes tels que les systèmes multi-cœurs ont été obtenues. Les activités expérimentales récentes utilisent un cœur hétérogène (un réseau de crayons combustible) avec une solution de nitrate d'uranyle enrichie à 6 % comportant des isotopes de produits de fission (Cs, Nd, Sm, Gd et Eu) pour simuler le dissolvant d'une usine de retraitement. Ces données sont utilisées pour l'analyse du « crédit burn-up ». Certaines des données provenant de l'installation STACY ont été évaluées dans le projet ICSBEP (*International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*) (INL, 2008).

Dans l'installation TRACY, les caractéristiques transitoires ont été étudiées avec des solutions de nitrate d'uranyle enrichies à 10 %. Les données de profil de puissance ont été obtenues dans divers essais d'ajout de réactivité et des données de base telles que le nombre de fissions dans un accident de criticité d'un système de solution de nitrate d'uranyle faiblement enrichie ont été obtenues. Les connaissances accumulées lors des expériences dans l'installation TRACY et le système de codes validé via l'analyse de ces expériences ont été employés dans l'analyse du premier accident de criticité au Japon qui est survenu en 1999. Les récentes expériences dans l'installation TRACY ont été consacrées à l'étude du mécanisme de génération de vide par le rayonnement dans des solutions lors d'accidents de criticité.

- KUCA (KURRI, 2002). L'expérience acquise dans l'exploitation des réacteurs nucléaires et les assemblages critiques actuels, qui sont des outils flexibles pour valider les concepts et les méthodologies innovants de la physique des réacteurs, ont une signification importante, non seulement pour la recherche et le développement, mais également pour la formation. Le fonctionnement d'assemblages critiques au sein des universités joue par conséquent un rôle unique et important.

L'assemblage critique de l'université de Kyoto (KUCA, *Kyoto University Critical Assembly*) est un assemblage critique de type multi-cœur. Il s'agit d'une installation destinée aux études de physique des réacteurs, disponible pour être utilisée conjointement par les chercheurs de toutes les universités japonaises. KUCA a été utilisé pour l'étude des caractéristiques nucléaires du réacteur à haut flux de l'université de Kyoto (*Kyoto University High Flux Reactor*), la physique des cœurs couplés, des expériences critiques sur le combustible au thorium, des expériences critiques avec du combustible à taux d'enrichissement en uranium moyen, des questions de sûreté-criticité et des études de physique des réacteurs pour des réacteurs à eau légère à taux de conversion élevé.

- Les expériences de physique des réacteurs menées actuellement dans de KUCA concernent, entre autres, une étude des isotopes d'erbium en tant que poison consommable du combustible de réacteur à eau légère.

- Un autre aspect concerne le projet d'essais de réacteur piloté par accélérateur de Kumatori (KART, *Kumatori Accelerator-driven Reactor Test*) (KURRI, 2004). Dans ce projet, KUCA est relié à l'accélérateur à champ fixe et gradient alterné (FFAG, *Fixed Field Alternating Gradient*) et plusieurs études portant sur l'application médicale des accélérateurs, des matériaux, de la chimie, de la physique et des ADS seront réalisées.
- JOYO (JAEA, 2008e) est le réacteur surgénérateur rapide japonais exploité par la JAEA. Il a été utilisé dans le but d'obtenir des données expérimentales pour la physique des réacteurs et le développement technique de la conception/fabrication du combustible, le comportement de l'installation, l'évacuation de la chaleur résiduelle et la détermination des combustibles défectueux.
Le premier cœur de JOYO a été mis à niveau avec la version MK-II en 1982 et avec la version MK-III en 2003 afin d'améliorer les performances et la capacité d'irradiation. Récemment, JOYO a été employé pour obtenir des informations sur les données des sections efficaces des réactions des actinides mineurs (MA) induites par les neutrons. Comme JOYO est un réacteur expérimental et qu'il héberge également une installation d'irradiation expérimentale, des expériences avec des matériaux présentant un taux de radioactivité plus élevé sont possibles.
- MONJU (JAEA, 2008) a atteint la première criticité en avril 1994. Un travail de modification considérable a pris fin en mai 2007, sur la base des enseignements tirés de l'accident de fuite de sodium en 1995. Selon les prévisions actuelles, le réacteur devrait redémarrer en 2008, avec, d'abord, une série de tests de confirmation sur le cœur, suivie de tests de montée en puissance sur une période de deux ans (JAEA, 2008a).
- JMTR (JAEA, 2008f). Voir la Section 3.2.4.3.

Fédération de Russie

- Le NIIAR a deux projets de rénovation (Gabaraev, 2006) : le projet en cours MIR.M1 (Grachyov, 2005 ; Smirnov, 2000) et BOR-60, dont la conception et la documentation technique sont en cours de préparation (RIAR, 2008).

Le réacteur à neutrons rapides BN-800 (Ivanov, 2006) actuellement construit par OKBM à Beloyarsk est destiné à remplacer l'unité BN-600 ; il utilisera du combustible MOX avec du plutonium de la filière des réacteurs et du plutonium militaire (WNA, 2008d). Après quelques contretemps, une rebudgétisation pour la construction a été approuvée et le programme a été relancé en 2006 ; la mise en service est prévue pour 2012.

Suisse

- PROTEUS (PSI, 2008a) est une installation critique hautement polyvalente au sein de L'Institut Paul Scherrer (PSI, *Paul Scherrer Institute*), qui a été utilisée depuis les années 1960 pour fournir des données intégrales pertinentes pour de nombreux types de réacteurs avancés. Ces réacteurs couvraient la gamme des réacteurs rapides refroidis au gaz (RRRG) (GCFR), aux réacteurs haute température (RHT) (HTR) à lit de boulets en passant par les réacteurs à eau légère à fort taux de conversion (HPLWR).

Le haut degré de flexibilité quant au spectre de neutrons, qui peut être utilisé dans la zone d'essais centrale de PROTEUS, est largement dû au caractère multizone de l'installation. Ainsi, dans la plupart des programmes expérimentaux réalisés, la zone d'essais centrale a été rendue critique par l'adjonction de zones nourricières thermiques placées en périphérie (avec modérateurs au graphite et au D₂O), une zone tampon d'uranium naturel sans eau séparant ces dernières de la zone d'essais centrale.

Le programme expérimental qui s'est achevé très récemment, LWR-PROTEUS, représente une étroite collaboration entre PSI et *swissnuclear*, l'association des exploitants des centrales nucléaires suisses. Au cours des différentes phases du programme, des enquêtes détaillées ont été menées sur de véritables assemblages combustibles de longueur réelle provenant des centrales nucléaires.

Il est prévu de rénover et de développer le réacteur de recherche PROTEUS pour réaliser le nouveau programme, LIFE@PROTEUS (*Large-scale Irradiated Fuel Experiments at PROTEUS*, expériences à grande échelle sur le combustible irradié à PROTEUS).

Parallèlement à la modernisation de son instrumentation et de son système de commande, les capacités de l'installation seront étendues pour traiter des stocks de produits radioactifs plus importants sous forme de crayons combustibles usés de longueur réelle. À cet effet, la zone centrale du réacteur multizone possèdera un grand réservoir d'eau pour permettre la manipulation sous eau du combustible irradié.

États-Unis

- Les États-Unis comptent encore un certain nombre de réacteurs de recherche en service au sein des universités, lesquels offrent des opportunités précieuses pour la recherche et la formation. Les principaux réacteurs d'essai et de recherche gérés par le Département de l'Énergie américain (*US Department of Energy*) sont le réacteur d'essai avancé (ATR, *Advanced Test Reactor*, 250 MW) du Laboratoire national d'Idaho (INL, 2007) et le réacteur isotopique à haut flux (HFIR, *High Flux Isotope Reactor*, 85 MW) du Laboratoire national d'Oak Ridge (ORNL, 2008). Avec l'arrêt du réacteur surgénérateur expérimental II (*Experimental Breeder Reactor-II*) et de l'installation d'essais à flux rapide (*Fast Flux Test Facility*) dans les années 90, les capacités d'irradiation en flux rapide aux États-Unis sont quelque peu limitées.

D'autres sites concernés par des activités de développement de réacteurs, répertoriés dans la base de données RTFDB, se trouvent au Brésil, au Canada, en Chine, en Inde [où le prototype de réacteur surgénérateur rapide (PFBR, *Prototype Fast Breeder Reactor*) de 1250 MW(th) devrait être mis en service vers 2010 (IGCAR, n.d. ; WNA, 2008b)], aux Pays-Bas et en Slovénie.

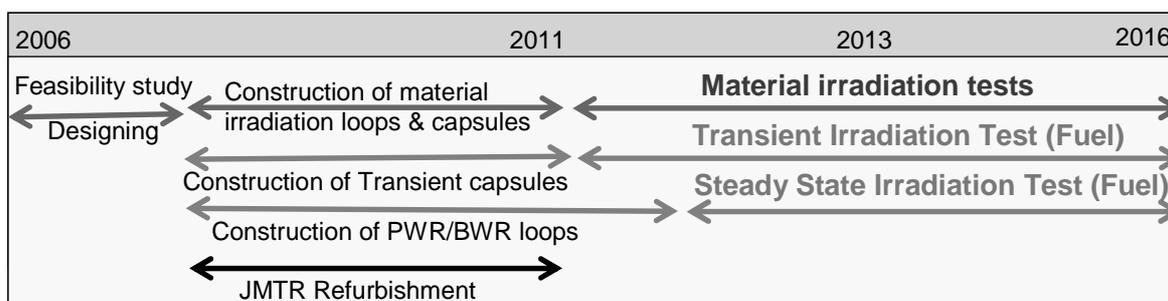
3.2.4.3 Développements de réacteurs, d'assemblages critiques et sous-critiques en phase de planification

Les installations suivantes sont en phase de planification ; ces concepts peuvent naturellement évoluer avec le temps.

Modernisation du JMTR, Japon

Le réacteur d'essai de matériaux japonais (JMTR, *Japan Materials Testing Reactor*) a fonctionné de 1968 à août 2006 (JAEA, 2008f). Le réacteur avait été employé pour des essais de rampe de puissance de combustibles de REB (BWR) et pour des essais d'irradiation de matériaux de réacteurs : matériaux de couverture pour la fusion, la fissuration en corrosion sous contrainte et sous irradiation (IASCC, *irradiation-assisted stress corrosion cracking*) et la fragilisation sous irradiation. JMTR est actuellement arrêté pour la rénovation du réacteur et la modernisation des installations d'irradiation. Le redémarrage du réacteur est prévu pour 2011. Le programme de rénovation du JMTR a été débattu au sein de plusieurs comités de la JAEA et du gouvernement au cours des dernières années en vue de son homologation. La préparation de la rénovation du JMTR a débuté en avril 2007 pour permettre l'achèvement de la rénovation du système de commande du réacteur, du système de refroidissement et des alimentations dans une période de quatre ans. Le programme préliminaire prévu pour la rénovation, la modernisation de l'installation d'irradiation et les essais ultérieurs est décrit dans la Figure 4.

Figure 4 : Programme préliminaire pour la rénovation et la modernisation du JMTR



Une analyse de faisabilité portant sur les études des matières et de l'irradiation du combustible dans le JMTR et un travail préliminaire sur la conception des installations ont été réalisés au Japon au cours de l'exercice budgétaire 2006, sponsorisés par l'agence de sûreté nucléaire et industrielle (NISA, *Nuclear and Industrial Safety Agency*)/le Ministère de l'Économie, du Commerce et de l'Industrie (METI, *Ministry of Economy, Trade and Industry*). L'étude est actuellement approfondie afin de préparer les essais suivants sur les matériaux : fissuration en corrosion sous contrainte (SCC, *stress corrosion cracking*), corrosion, ténacité à la rupture et élongation sous irradiation des matériaux nucléaires. La configuration schématique des boucles d'irradiation des matériaux pour les essais de fissuration en corrosion sous contrainte (SCC) et de corrosion à l'intérieur du réacteur est illustrée dans la Figure 5. L'influence du rayonnement sur les taux de croissance des fissures et la corrosion seront étudiées dans des conditions sous eau simulées pour les réacteurs à eau légère (REL) (LWR), y compris pour les conditions chimiques.

Une analyse de faisabilité de l'étude sur l'irradiation du combustible dans des conditions de régimes transitoires et stationnaires dans le JMTR a été réalisée. La conception de base de l'installation d'essais de phénomènes transitoires et des boucles d'eau pour des utilisations à haut rendement simulées des nouveaux combustibles a été réalisée. La fabrication et l'installation du dispositif d'essais transitoires devraient commencer en 2008. Les essais de phénomènes transitoires commenceront par des essais en rampe de puissance des combustibles de REB (BWR) dans une capsule bouillante refroidie par convection naturelle en 2011. L'installation est similaire à la capsule bouillante (BOCA, *boiling capsule*) qui a déjà été utilisée avec succès pour les essais de rampe de puissance des combustibles UO_2 de REB (BWR) dans le réacteur JMTR. Une configuration schématique de la capsule BOCA est illustrée dans la Figure 6. Les essais pourraient être étendus de manière à couvrir les conditions de convection forcée et les conditions transitoires d'ébullition avec des capsules d'une nouvelle conception. Les nouveaux essais transitoires fourniraient les critères de défaillance des combustibles UO_2 et MOX avec une conception modifiée et des taux de combustion (burn-up) élevés dans des conditions transitoires anormales. Outre l'installation d'essais transitoires, des boucles d'eau mises à niveau pour les irradiations de grappes de combustible ont été conçues et proposées afin de réaliser l'irradiation en régime stationnaire de nouveaux combustibles pour des utilisations à haut rendement dans un environnement bien contrôlé simulant les réacteurs à eau légère (REL) (LWR). La boucle serait capable de simuler les nouvelles propriétés chimiques de l'eau, par exemple, l'ajout de métal noble et d'hydrogène, et également de prendre en compte des combustibles UO_2 et MOX à taux de combustion (burn-up) plus élevés pour d'autres essais. Les essais d'irradiation en boucle fourniraient des mesures en ligne et des données après essais sur le comportement du combustible (corrosion de la gaine aux taux de combustion élevés, décollement de la gaine due aux fortes pressions internes des crayons, etc.). Des installations pour la production de radio-isotopes (^{99m}Tc , etc.) et le dopage neutronique de semiconducteurs au silicium sont également planifiées pour le JMTR.

Figure 5 : Schéma des boucles d'irradiation de matériau dans le JMTR

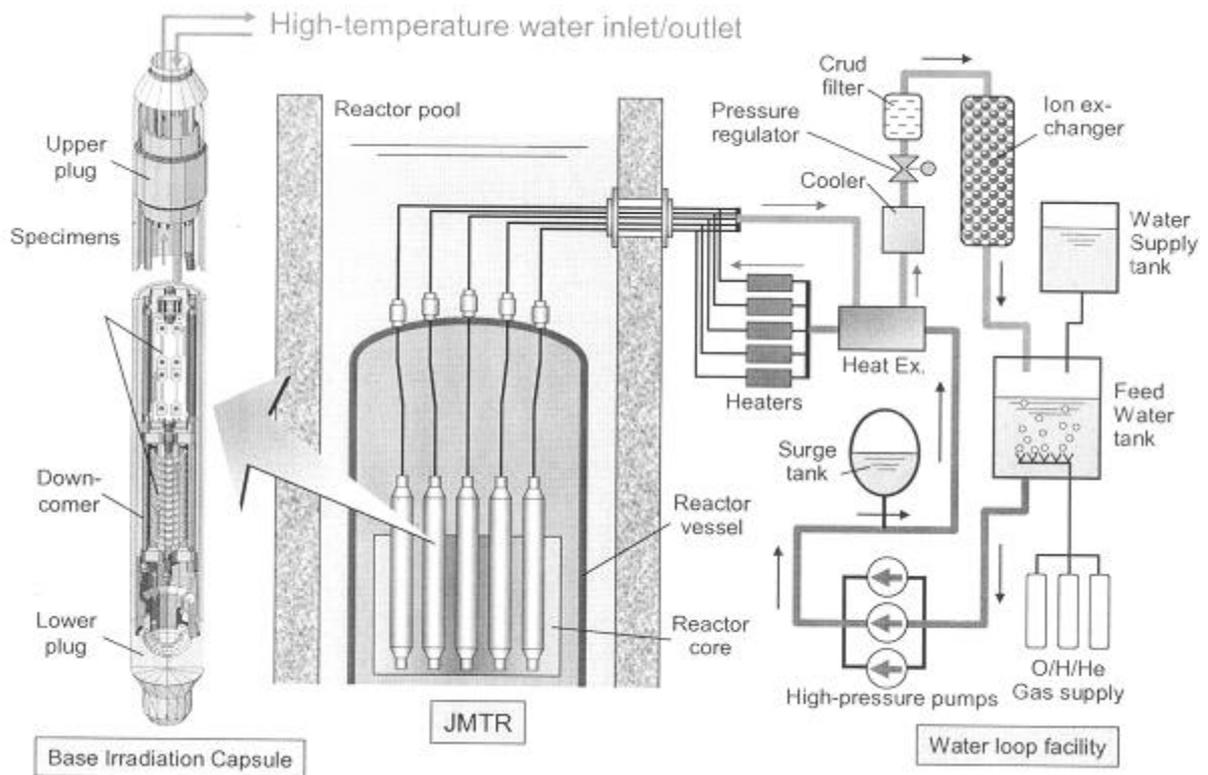
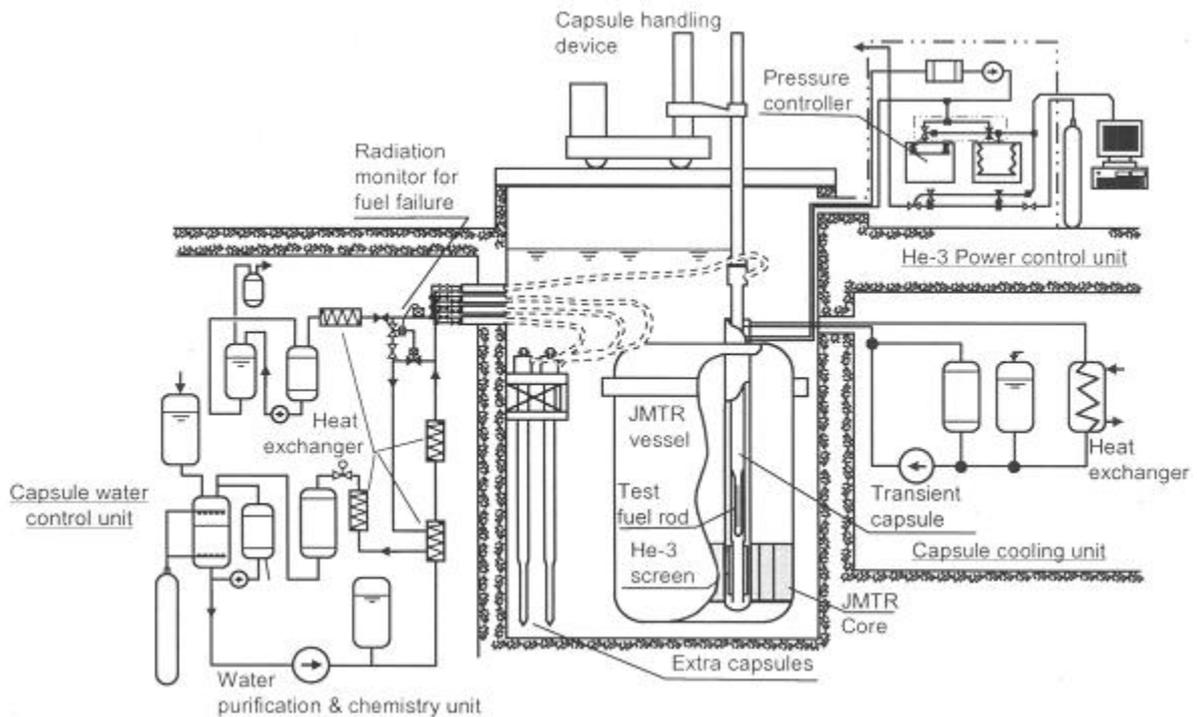


Figure 6 : Schéma de la capsule d'essais de phénomènes transitoires sur le combustible



PALLAS, Petten, Pays-Bas

NRG, en coopération avec Mallinckrodt Medical B.V. et le Centre commun de recherche (*Joint Research Centre*) de la Commission européenne, a lancé un projet qui aboutira en 2015 à la construction et à l'exploitation d'un nouveau réacteur (NRG, n.d. ; PALLAS, 2008) d'un type « cuve en piscine » (*tank-in-pool*). Le projet se concentre sur les options techniques et financières, sur la préparation des procédures d'octroi de licence et sur l'obtention du soutien social et politique nécessaire.

MYRRHA, Belgique

Dans la mesure où elle concerne les systèmes pilotés par accélérateur, la discussion sur MYRRHA (SCK•CEN, 2007) se trouve dans la Section 3.4. En bref, MYRRHA est un petit XADS (ADS experimental) refroidi au Pb-Bi : puissance du cœur de 40 MW(th), piloté par un courant de faisceau de protons de 600 MeV × 3 mA délivré par un accélérateur linéaire sur une cible de spallation sans fenêtre au Pb-Bi liquide (une option de cyclotron de 350 MeV avait été débattue auparavant, mais elle n'est plus à l'ordre du jour car aucun cyclotron ne peut fournir la stabilité du faisceau requise).

Un prototype de réacteur nucléaire innovant, France

En janvier 2006, l'ex-président français Chirac annonçait la construction de ce **prototype de réacteur Génération IV**, qui sera probablement un réacteur rapide refroidi au sodium et qui entrerait en service en 2020.

Réacteurs de recyclage avancés

Dans le cadre GNEP, les États-Unis ont proposé le développement et la réalisation de réacteurs de recyclage avancés¹¹ pour détruire les transuraniens séparés du combustible usé tout en produisant de l'énergie. Selon GNEP, un réacteur de recyclage avancé pourrait être opérationnel entre 2020 et 2025 (US DOE, 2006a).

3.2.4.4 Futurs réacteurs, GNEP, Génération IV, etc.

Le compte rendu plus haut dans ce chapitre était largement centré sur les installations existantes, qui vont être mises en œuvre prochainement ou dont la planification est en cours. Un certain nombre d'initiatives pourraient déboucher sur le développement de systèmes de réacteurs nouveaux et avancés. Il est clair que des programmes tels que le programme à moyen terme GNEP (2008) et à long terme Génération IV (GIF, 2008a) conduisent déjà à travailler sur un certain nombre de réacteurs et d'autres installations du futur. Le GNEP s'est récemment élargi pour devenir un consortium de 21 pays et son activité est centrée sur les questions suivantes :

- la nécessité de gérer les déchets d'une manière responsable ;
- les coûts liés au développement des infrastructures nécessaires ;
- la nécessité de développer et de déployer des technologies qui renforceront l'efficacité du cycle du combustible ;
- les risques liés à la prolifération possible des matières nucléaires et des technologies sensibles.

Les six systèmes Génération IV choisis par le Forum International Génération IV (GIF, *Generation IV International Forum*) pour des études approfondies ont été mentionnés plus haut dans cette section. Pour d'autres informations à jour sur le projet, se reporter au site Web du GIF (GIF, 2008a), dont la maintenance est assurée par l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN).

3.2.5 Conclusions et recommandations – développement de réacteurs

Cette section rassemble quelques recommandations sur la base de l'analyse antérieure de la situation actuelle et prévue pour un avenir proche, ainsi que quelques points de vue sur le long terme. Elle est divisée en cinq parties :

11. Les « réacteurs de recyclage avancés » étaient appelés autrefois réacteurs « burner » avancés ou réacteurs d'essai « burner » avancés.

- identification des besoins ;
- construction de nouvelles installations ;
- extension de la durée de vie des réacteurs ;
- renforcement de la coopération internationale ;
- conservation du savoir-faire.

Ces sujets vont être abordés plus en détail dans les paragraphes suivants.

Identification des besoins

D'une manière générale, il est très difficile de se faire une idée des besoins futurs liés à des secteurs de la recherche et à des types de réacteurs spécifiques ; l'importance plus ou moins grande que certains modèles de réacteurs peuvent prendre avec le temps et dans des pays différents influe sur la vision. De plus, le regain d'intérêt actuel pour les concepts de réacteur originaux élargit le champ de développement. Par exemple, l'intérêt se portait il y a quelques décennies sur les réacteurs refroidis au gaz (RRG) (GCR), mais la grande majorité des pays ont ensuite abandonné les programmes de développement des RRG. Plus récemment, le développement du réacteur modulaire à lit de boulets (RMLB) (PBMR) et le Forum International Génération IV sont à l'origine d'un regain d'intérêt pour la technologie RRG. L'emploi du plutonium est également un centre d'intérêt majeur au Japon. Les réacteurs capables d'utiliser du plutonium (PU) et des oxydes mélangés (MOX) sont donc importants dans ce pays. Dans d'autres pays, en revanche, l'activité dans ce domaine est plus limitée.

Les besoins concernent directement les réacteurs de recherche spécifiques et les assemblages critiques liés à des modèles de réacteur particuliers, mais également les réacteurs de puissance zéro (ou de faible puissance) polyvalents et les assemblages sous-critiques pour les expériences de base en physique des réacteurs et pour l'enseignement. Cela malgré le développement poussé des simulateurs de cœur de réacteur ; il est évident que l'utilisation concrète d'un cœur de réacteur est le moyen le plus efficace de comprendre le comportement d'un réacteur nucléaire. Cette exigence d'extension des connaissances de base s'applique à tous les futurs développements en énergie nucléaire, quels que soient les types de réacteur adoptés. Sur cette base, il est clair que les assemblages critiques doivent être polyvalents (multifonctions) pour pouvoir suivre l'évolution des besoins.

Le besoin de réacteurs de recherche comme source de neutrons doit également être souligné. La recherche fondamentale actuelle exige des sources de neutrons de forte intensité comme sondes de matériaux. Bien que, selon la tendance actuelle, des accélérateurs de grandes dimensions/multifonctions apparaissent dans ces installations [exemple : IFMIF (ENEA, 2008) et Joint Accelerators for Nanosciences and Nuclear Simulation/Jumelage d'Accélérateurs pour les Nano-sciences, le NUcléaire et la Simulation (JANNUS) (Serruys, 2007)], les réacteurs de recherche conventionnels présentent des avantages tels que la capacité à fournir une irradiation continue. Ces deux types d'installation (accélérateurs et réacteurs) sont donc nécessaires et leurs possibilités sont complémentaires.

Construction de nouvelles installations

Plusieurs pays de l'OCDE ont lancé la construction ou annoncé leur intention de construire de nouveaux réacteurs nucléaires et d'autres installations de cycle du combustible nucléaire. De l'autre côté, des pays non-membres de l'OCDE tels que la Russie, la Chine et l'Inde ont déjà lancé des programmes actifs aboutissant à une mise en œuvre concrète dans ce domaine. En particulier, des efforts considérables ont été déployés pour construire des réacteurs à neutrons rapides dans ces pays, bien qu'il ne s'agisse pas de réacteurs du type Génération IV.

Dans ce contexte, les pays membres de l'OCDE pourraient éventuellement donner une nouvelle impulsion à la promotion d'une R&D appropriée pour encourager l'innovation dans l'industrie nucléaire et pour conserver le leadership dans les technologies nucléaires. Cet élan, qui devrait clairement entrer dans le cadre des budgets nationaux disponibles, pourrait contribuer à promouvoir la collaboration internationale. Les secteurs possibles sont les suivants : construction d'un réacteur à neutrons rapides (peut-être même en copropriété) et/ou d'un laboratoire consacré à l'extraction groupée et à la fabrication de combustible chargé en actinides mineurs (voir plus bas « *Renforcement de la coopération internationale* »).

Prolongement de la durée de vie des réacteurs

Les réacteurs de recherche en service doivent être conservés – tant qu'ils satisfont aux normes de sûreté internationales – afin de garantir la possibilité de poursuivre les activités de recherche actuelles et futures. En particulier, le besoin d'installations critiques doit être souligné, car elles servent pour les études sur la physique des réacteurs et sur la sûreté criticité. Toutefois, certaines installations existantes ont déjà été arrêtées. Un exemple d'extension de la durée de vie d'un réacteur existant est fourni par la modernisation du JMTR par JAEA (2008f) ; voir plus haut la Section 3.2.4.3.

Renforcement de la coopération internationale

La récente extension du partenariat GNEP à 21 pays membres (GNEP, 2008) témoigne de l'aspiration à une collaboration accrue dans la communauté de l'énergie nucléaire internationale pour gérer les développements à court terme. De façon similaire, l'ancien président français Chirac (tout en annonçant le 5 janvier 2006 que la France avait l'intention de construire un prototype de réacteur nucléaire innovant qui entrerait en service en 2020) a souligné que les partenaires industriels et internationaux qui souhaitent être impliqués seraient naturellement les bienvenus. Dans une perspective à plus long terme, l'initiative Génération IV (GIF, 2008a) rassemble déjà un certain nombre de pays au sein du Forum International Génération IV dans le but de réaliser des progrès dans la conception des réacteurs pour de futures applications.

Suivant la même ligne de pensée, une fédération renforcée des efforts financiers, scientifiques et techniques des pays de l'OCDE permettrait d'optimiser les ressources disponibles. Elle viserait, par exemple, à mieux utiliser les réacteurs de recherche existants ou à construire des installations nucléaires largement accessibles (ou même détenues en copropriété, selon une approche similaire à celle adoptée par le consortium des pays associés à l'Institut Laue-Langevin (ILL, 2008) [ou, dans le domaine de la fusion, ITER (2008)]).

Les institutions internationales ont un rôle clé à jouer dans la promotion d'une telle coopération entre les pays et les synergies existantes entre les activités de l'AEN et de l'AIEA¹² dans ce domaine pourraient être explorées plus avant.

Les échanges concernant les chercheurs, les programmes de recherche et les résultats devraient également être encouragés. Les exemples en cours de réalisation, telle la collaboration entre les installations en France et en Belgique [par exemple, EOLE (Fougeras, 2007) et VENUS (Baeten, 2008)], pourraient être suivis.

Conservation du savoir-faire

Les installations actuelles liées à la recherche nucléaire sont exploitées par des scientifiques et un personnel technique très compétents et expérimentés. Dans le contexte présent d'une « renaissance nucléaire », il est recommandé de préserver cette ressource humaine et cette expertise, ce qui nécessite le recrutement et le maintien d'un personnel plus jeune en remplacement des personnes qui atteignent l'âge de la retraite.

Des exemples dans le passé ont montré que des technologies abandonnées peuvent connaître une renaissance ; le RHT (HTR) en est la parfaite illustration : il est désormais l'un des six systèmes choisis dans le cadre de Génération IV. Cela montre qu'il est nécessaire de préserver la capacité opérationnelle des installations existantes, pour autant que cela soit approprié, et de conserver la masse des connaissances accumulées.

En rapport également avec la conservation des connaissances, comme cela a été noté au début de la présente section (3.2), le travail sur les bases de données des expériences passées telles que le projet IRPhE (AEN, 2008r) (sur lequel la Section 4.4 s'attarde plus longuement) a poussé le CSN à recommander que les méthodes et les procédures d'assurance qualité (QA) employées par ces dernières soient adoptées pour documenter les expériences actuelles et à venir. L'activité actuelle du groupe d'experts confirme cette recommandation, à condition que les procédures d'assurance qualité (QA) soient cohérentes avec les besoins et ne correspondent pas à une charge inutile ; clairement, si

12. Par exemple, Sous-programme D.2 « Research Reactors » (*Réacteurs de recherche*) dans le cadre du Programme D. de l'AIEA, Nuclear Science (*Science nucléaire*) et avec le nouveau groupe de travail technique sur les réacteurs de recherche (TWGRR, *Technical Working Group on Research Reactors*) de l'AIEA.

les exigences du processus d'assurance qualité (QA) sont une charge inutile, cela risque de décourager les participations.

Les résultats des expériences passées sur les combustibles irradiés MOX, au carbure, au nitrure et métalliques, ainsi que le feed-back sur les réacteurs en service, la technologie du sodium, etc., constituent également une mine d'informations, et ces ressources doivent être préservées. Évidemment, toutes les informations ne se trouvent pas dans l'environnement ouvert, mais les informations existent et certaines sont disponibles ; voir, par exemple, l'article de synthèse de Crawford, et al. (Crawford, 2007).

Dans le contexte de l'enrichissement de la base de connaissances parmi les jeunes chercheurs, l'initiative de la France et de l'Allemagne de créer et de développer l'École d'été Frédéric Joliot et Otto Hahn sur les réacteurs nucléaires - Physique, combustibles et systèmes (CEA/FZK, 2008) a, au cours des douze dernières années, joué un rôle clé en rassemblant un nombre important de jeunes chercheurs et en les confrontant en temps réel à des problèmes liés au développement de l'énergie nucléaire. Avec une orientation différente, peut-être plus politique et tournée vers le leadership, l'Université Nucléaire Mondiale (*World Nuclear University*) fonctionne, elle, depuis 2003 [WNU, 2008]. Ces initiatives doivent être encouragées.

3.3 Applications neutroniques

Il existe deux applications neutroniques réalisées sur les réacteurs et les sources de neutrons engendrés par spallation, qui doivent être considérées séparément, dans la mesure où leurs applications sont importantes et largement répandues. Les sections suivantes considèrent par conséquent la diffusion des neutrons et la radiographie par neutrons.

3.3.1 Diffusion des neutrons¹³

Sources de neutrons

Utilisés pour étudier la structure de la matière sur des échelles de longueur comprises entre l'atome et quelques centimètres, les neutrons servent à l'industrie nucléaire et au monde universitaire pour les applications allant de la validation des codes nucléaires à l'étude de matériaux importants pour l'industrie nucléaire : combustibles nucléaires, gaine combustible, aciers et soudures des cuves, matériaux modérateurs, ainsi que les matériaux de stockage potentiels comme les verres et les minéraux.

Il existe environ 270 réacteurs de recherche neutronique répartis dans 56 pays. Le Tableau 1 fournit des informations sur une sélection de réacteurs. Ces derniers fonctionnent avec différents types de combustible : Les plus puissants utilisent pour la plupart de l'uranium hautement enrichi (HEU), où la proportion de ²³⁵U est supérieure à 20 %. Cependant, au cours des dernières décennies, une pression croissante s'est exercée pour réduire le nombre de réacteurs utilisant ce combustible en raison de préoccupations accrues quant au risque de détournement de matières nucléaires ; parallèlement, des programmes de recherche ont été mis en œuvre pour développer des formes de combustible avec un niveau d'enrichissement plus faible qui offrent des performances comparables dans un grand nombre de réacteurs initialement conçus pour fonctionner avec de l'uranium hautement enrichi (HEU).

La plupart des installations de recherche sur les neutrons sont basées sur des réacteurs de fission, dont une grande partie a été construite il y a 40 à 50 ans ; cependant, au cours des dernières années, la puissance et la fiabilité des accélérateurs ont atteint un tel niveau que de nombreux gouvernements ont désormais choisi de créer des sources de neutrons de spallation pour la recherche sur la diffusion des neutrons. Une liste complète des sources de neutrons de spallation dans le monde est fournie dans le Tableau 2.

13. Merci à S.M. Bennington (Rutherford Appleton Laboratory, Royaume-Uni), A. Harrison et U. Köster (Institut Laue-Langevin, France) pour leur contribution à la préparation de cette section.

Tableau 1 : Sélection des sources de neutrons basées sur des réacteurs dans le monde qui hébergent des équipements utilisateurs (ENP, 2003)

Réacteur	Emplacement	En fonctionnement depuis	Puissance thermique (MW)	Flux neutronique max. sans perturbations (dans le réacteur) ($n.cm^{-2}.s^{-1}$)	Nombre d'instruments de diffusion des neutrons	Nombre de faisceaux radiographie/tomographie
Europe						
HFR	ILL, Grenoble, France	1971	57	1.5×10^{15}	37	1
FRM II	TUM, Garching, Allemagne	2004	20	8×10^{14}	20	2
HFR	JRC, Petten, Pays-Bas	1961	45	5×10^{14}	4	2
Orphée	LLB, Gif-sur-Yvette, France	1980	14	3×10^{14}	25	1
BRR	BNC, Budapest, Hongrie	1959	10	2.5×10^{14}	6	2
BER II	BENSC,* Berlin, Allemagne	1992	10	1.2×10^{14}	20	3
IBR-2	FLNP, JINR, Dubna, Russie	1984	1 500 (dans impulsion) 2 (continu)	1×10^{16} (dans impulsion)	11	0
États-Unis/Canada						
ATR†	INL, États-Unis	1969	250 MW	1×10^{15}	Aucun	0
HFIR	ORNL, États-Unis	1966	85	2×10^{15}	10	0
NCNR	NIST, Gaithersburg, États-Unis	1969	20	4×10^{14}	19	1
NRU	AECL, Chalk River, Canada	1957	125	3×10^{14}	7	0
Japon						
JRR-3M	JAEA, Tokai-mura, Japon	1962	20	2×10^{14}	24	3
Australie						
OPAL	ANSTO, Australie	2006	20	4×10^{14}	9	0

* Anciennement HMI – renommé « The Helmholtz Centre Berlin for Materials and Energy » en juin 2008.

† Bien qu'il ne soit pas utilisé normalement pour les expériences de diffusion des neutrons, l'ATR est aujourd'hui désigné comme une installation utilisateur scientifique nationale aux États-Unis.

Tableau 2 : Liste des sources de neutrons basées sur un accélérateur dans le monde qui hébergent des équipements utilisateurs
(ENP, 2003; CCLRC, 2005)

Installation	Lieux concernés	Type de source	Autres informations
KENS	KEK, Japon		Fermé, 2007.
SNS	Oak Ridge, États-Unis	1,4 MW pulsé	Démarrage de l'exploitation en 2007.
ISIS	Rutherford Appleton Laboratory, Royaume-Uni	0,16 MW pulsé (0,24 MW en 2009)	Actuellement la principale source de neutrons pulsés dans le monde. Le second module cible entrera en service en 2008.
IPNS	Argonne, États-Unis		Fermé, 2008.
LANSCÉ	LANL, États-Unis	0,8 MW continu 0,1 MW pulsé	
J-PARC	Tokai, Japon	0,6 MW pulsé	Mise en service prévue pour 2008.
SINQ	PSI, Suisse	0,75 MW continu	Source de neutrons de spallation continue.
CSNS	Dongguang, Chine	0,25 MW pulsé	Mise en service prévue pour 2010.
ESS	Europe	1-5 MW	Pas encore financé.

Techniques¹⁴

- *Science nucléaire* : il existe au Centre de science neutronique (*Neutron Science Centre*) du Laboratoire national de Los Alamos (LANSCÉ) (LANL, 2008a) des lignes de faisceaux destinés à la science nucléaire et à la mesure des sections efficaces neutroniques dans la gamme meV à MeV ; des machines destinées à la science nucléaire fondamentale sont en construction dans la Source neutronique de spallation (SNS, *Spallation Neutron Source*) d'Oak Ridge (SNS, 2008b) et sont planifiées dans l'installation japonaise J-PARC.
- *Imagerie* : la radiographie neutronique constitue une sonde non destructive de la structure interne des matériaux du fait du contraste qui existe entre différentes régions à cause des différentes sections efficaces de diffusion moyenne ; pour un complément d'informations, voir la Section 3.3.2. De nombreuses sources de réacteur disposent de telles installations ; parmi les sources de spallation, d'excellentes installations sont disponibles au SINQ (PSI, 2008b), quelques unes au LANSCÉ et une proposition a été faite d'installer une machine à l'ISIS (2008).
- *Diffraction* : la diffraction est utilisée pour étudier la structure atomique, pour obtenir une analyse de phase, examiner une contrainte interne, une texture de matériau, des défauts du réseau, etc. Toutes les installations réputées ont plusieurs diffractomètres couvrant différentes longueurs d'onde et résolutions.
- *Diffusion des neutrons aux petits angles* : la diffusion des neutrons aux petits angles est utilisée pour étudier les gaz de fission et la formation de bulles d'hélium, ainsi que la formation de nano-domaines ou la formation de clusters. Elle peut aussi servir pour étudier le piégeage de l'hydrogène sur les dislocations ou la porosité des roches et des verres pour les applications de stockage. Toutes les installations ont prévu des moyens pour la diffusion aux petits angles.
- *Analyse des contraintes* : en examinant les petits changements dans les motifs de diffraction, il est possible d'analyser la contrainte ou la texture profondément à l'intérieur des composants avec une résolution inférieure au millimètre. Cette analyse peut être utilisée pour valider les codes de soudage et cartographier les champs de contraintes aux extrémités des fissures. Il existe plusieurs installations spécialisées capables de réaliser cette analyse sur les sites de l'ISIS, de la SNS, du LANSCÉ et de la future Source neutronique par spallation japonaise (JSNS,

14. Pour information, des détails concernant des installations autres que celles réservées à la diffusion neutronique sont indiqués.

Japan Spallation Neutron Source). Les sources des réacteurs fournissent couramment des équipements spécialisés pour ce type de mesures. Le réacteur isotopique à haut flux (HFIR, High Flux Isotope Reactor) modernisé du Laboratoire national d'Oak Ridge inclut un instrument de cartographie des contraintes résiduelles dans la première série d'instruments, tandis que l'ILL a accordé une priorité élevée à cette classe d'instruments dans son propre programme de modernisation.

- *Analyse par activation* : il est possible d'identifier différents éléments et isotopes en mesurant les énergies des photons gamma prompts émis par absorption de neutrons. Mêmes les plus modernes et les plus puissantes des sources de neutrons de spallation ont des flux moyens dans le temps plus faibles que les réacteurs de recherche de grande puissance ; les applications qui reposent sur un flux intégré dans le temps intense, telle l'analyse par activation (et l'étude des dommages par irradiation) sont confinées aux sources basées sur la fission. La plupart, voire tous les réacteurs, ont la capacité de réaliser l'analyse par activation, mais des installations existent également au SINQ (PSI, 2008b) et au LANSCE (LANL, 2008a).
- *Irradiation aux neutrons* : ce travail est très commun dans les réacteurs, comme en témoignent des programmes de recherche au Pays-Bas (Petten), au Canada (NRU à Chalk River), aux États-Unis (HFIR du Laboratoire national d'Oak Ridge) et en Allemagne (réacteur de recherche à Munich). Bien que SINQ dispose de moyens, le flux moyen dans le temps sur la plupart des sources pulsées est trop faible pour concurrencer les réacteurs. Une installation spécialisée, la Station d'essais de matériaux (MTS, Materials Test Station) (LANL, 2008 ; Cappiello, 2006), destinée à simuler les conditions rencontrées par les combustibles et les matériaux des réacteurs rapides, devrait voir le jour prochainement à Los Alamos. La phase de conception devrait s'achever en 2008. Cette installation permettra d'obtenir des flux supérieurs à ceux obtenus dans un réacteur en permettant d'avoir des échantillons très proches de la cible des neutrons. Il faut noter que les installations qui permettent de conduire l'irradiation aux températures non ambiantes sont rares, bien que ce travail réponde à un besoin permanent.
- *Diffusion inélastique des neutrons* : la diffusion inélastique des neutrons est utilisée pour étudier les excitations et le mouvement des atomes et des molécules dans les phases condensées, en mettant en évidence la liaison atomique, la mesure de la densité des états et les taux de diffusion des gaz et de l'eau dans les matériaux. Elle est souvent employée pour créer des noyaux pour les codes de transport des neutrons de basses énergies.
- *Transmutation élémentaire* (OCDE, 1999 ; 2000) : de nouvelles installations telles que J-PARC, qui entrera en service en 2008, et la MTS du LANL (LANL, 2008 ; Cappiello, 2006) devraient être disponibles dans relativement peu de temps. Les sources de réacteur incluent souvent des installations pour la production d'isotopes destinés à la recherche médicale ou pour l'implantation d'impuretés dans des matériaux hôtes – par exemple, pour produire des semi-conducteurs dopés. Pour un complément d'informations sur la transmutation liée aux déchets nucléaires, voir la Section 3.4.

Installations

Dans le futur proche, il est probable que les neutrons continueront de jouer leur rôle dans le développement et les essais de matériaux, ainsi que dans la validation des codes Monte Carlo de transport des neutrons et des codes techniques. Le récent regain d'intérêt pour l'énergie nucléaire risque de provoquer une augmentation de la demande pour ce type de travail et malgré la concurrence avec les autres usages des neutrons, les installations ne devraient pas manquer à court terme. Cependant, la majorité des réacteurs de recherche dans la zone de l'OCDE ont été construits dans les années 50 et 60 ; certains ont déjà été fermés, notamment : Brookhaven (États-Unis), Risø (Danemark) et Jülich (Allemagne). Les décisions devront être prises concernant la fermeture ou la remise à niveau de nombreuses autres installations qui arriveront en fin de vie avant 2015 (Richter, 1998). À cette date, le réacteur FRM-II de Munich (TUM, 2008) fonctionnera cependant avec une série complète d'instruments et le réacteur OPAL en Australie sera opérationnel. Le principal réacteur de recherche dans le monde à l'Institut Laue-Langevin (ILL) a été remis à neuf au début des années 1990 et il n'y a aucune raison technique pour qu'il ne fonctionne pas au moins jusqu'en 2030. De plus, l'ILL vient juste de lancer la prochaine phase de son programme de rénovation (ILL, 2008a). Les flux détectés ont déjà été multipliés par 15 depuis 2000 grâce aux nouveaux instruments et guides ou à la rénovation des instruments et guides existants.

Deux sources de neutrons de spallation pionnières, IPNS à Argonne aux États-Unis et l'installation KENS du Laboratoire KEK au Japon, ont récemment fermé pour être remplacés par des sources nationales plus puissantes : la SNS d'Oak Ridge aux États-Unis et la JSNS dans l'accélérateur de protons J-PARC au Japon. Il est douteux que la SNS atteigne rapidement sa puissance nominale de 1,4 MW en raison de problèmes avec sa cible de mercure, mais il est probable qu'elle atteindra au moins 0,5 MW en 2010 et sa puissance nominale totale en 2015 ; si tout se déroule selon le programme, la construction de son second module cible devrait alors avoir commencé. [NB Des informations à ce sujet sont incluses dans un rapport de l'ILL (2008a)]. La montée en puissance planifiée de la JSNS est beaucoup plus sujette à caution ; en 2010, elle aura probablement dépassé la puissance actuelle de l'ISIS (0,16 MW), mais avec deux fois moins d'instruments, et devrait ensuite atteindre sa pleine puissance en 2015.

Alors que la SNS et la JSNS montent en puissance, les plans pour de nouvelles sources en Europe sont aujourd'hui moins clairs. Des discussions ont eu lieu depuis plusieurs années pour une Source de spallation européenne (ESS, *European Spallation Source*) (ENP, 2003a) ; un nouveau processus décisionnel pour choisir son lieu d'hébergement parmi les offres soumises a été lancé en 2007, le but étant d'aboutir à une décision dans une période d'un an. À présent, les programmes proposent une source à pulsations longues de 5 MW. Parallèlement à cette planification, des sources nationales existantes sont également renforcées en Europe : en plus des développements mentionnés plus haut sur le FRM-II et à l'ILL, l'installation ISIS modernise actuellement son accélérateur pour atteindre 0,24 MW et, à partir de septembre 2008, entame les essais sur son second module cible.

Actuellement, il semble que de nouvelles sources de diffusion des neutrons vont être mises en service pour suivre le rythme des pertes prévues dues aux fermetures de sources. Les ressources seront cependant concentrées dans un moins grand nombre de sources plus importantes et le centre de gravité se déplacera de l'Europe vers l'Amérique du Nord et le Japon, sauf si l'ESS est construit rapidement et que certaines sources existantes en Europe continuent de bénéficier d'un véritable soutien (Richter, 1998).

Les défis auxquels l'industrie nucléaire se trouve confrontée ont très peu évolué ; la mesure de la section efficace des neutrons et des rendements pour valider les codes de transports des neutrons, l'étude des nombreux problèmes de matériaux associés aux températures élevées et aux environnements d'irradiation présents dans les réacteurs, ainsi que le stockage à long terme des déchets figurent parmi les problèmes qui n'ont pas encore été « résolus ». Il existe cependant de nouveaux défis : i) un nouvel ensemble de problèmes de matériaux autour de l'ablation des ions rapides et des dommages par irradiation sur les composants proches du plasma, ainsi que des problèmes liés à la génération du tritium ont été soulevés avec la fondation d'ITER et le récent développement de l'ignition rapide dans la communauté de la fusion inertielle ; ii) la proposition d'utiliser les réacteurs pour produire de l'hydrogène par la reformation de la vapeur à haute température signifie qu'il faudra également trouver des matériaux capables de survivre dans un environnement nucléaire hautement corrosif ; et iii) la transmutation pose de nombreux problèmes complexes concernant les matériaux et le nucléaire auxquels on commence tout juste à s'intéresser.

Les paragraphes suivants reprennent certains développements en cours et récents :¹⁵

- LANSCE, Los Alamos : le Neutron Science Center du Laboratoire national de Los Alamos (LANL, *Los Alamos National Laboratory*) s'appuie sur un accélérateur linéaire de 1 MW, 800 MeV utilisé pour le fonctionnement de plusieurs installations (Lisowski, 2006). Certaines des installations utilisent directement les protons de l'accélérateur linéaire et certaines des impulsions courtes provenant d'un anneau de compression. Le centre fait actuellement l'objet d'une série d'améliorations : construction d'une installation à neutrons ultra froids et programme de remise à niveau qui démarrera en 2008 pour améliorer la fiabilité de l'accélérateur. Les installations particulières du LANSCE sont les suivantes :
 - *Installation de production d'isotopes* : cette installation utilise des protons de 100 MeV issus de l'accélérateur peu après le premier tube de dérivation pour la production d'isotopes médicaux.

15. Pour information, des détails concernant des installations autres que celles réservées à la diffusion neutronique sont indiqués.

- *Station d'essais de matériaux (MTS, Materials Test Station)* : il s'agira d'une installation de grande puissance de 0,8 MW, qui utilisera les protons de 800 MeV directement à partir de l'accélérateur linéaire pour optimiser et tester la prochaine génération de matériaux et de combustibles indispensables au développement de systèmes de fission avancés (LANL, 2008 ; Cappiello, 2006). L'élaboration conceptuelle du projet MTS devrait être terminée cette année.
- *Installation de recherche neutronique pour les Armes (WNR, Weapons Neutron Research Facility)* : cette installation possède deux sources de spallation produisant des neutrons de 100 keV à 800 MeV et elle est alimentée par un anneau de stockage des protons. Elle est utilisée en science nucléaire fondamentale et appliquée, notamment pour : les sections efficaces pour les réactions induites par neutrons dans les actinides, les sections efficaces et les rendements de fission, la physique nucléaire fondamentale et la radiographie par résonance neutronique. Elle est également utilisée pour des essais accélérés sur des dispositifs à semiconducteurs pour l'industrie.
- *Centre Lujan* : cette source de spallation pulsée utilise le faisceau de protons de 0,1 MW de l'anneau de stockage pour produire des neutrons dans la gamme meV à keV. Il existe 12 lignes de faisceaux couvrant un large éventail de techniques neutroniques, y compris des lignes de faisceaux pour la radiographie par transmission, la science nucléaire neutronique, les matériaux et l'ingénierie, ainsi que la physique et la chimie des matières condensées.
- *Installation à neutrons ultra froids (Ultracold Neutron Facility)* : cette installation est désormais opérationnelle et sera utilisée pour la physique neutronique fondamentale.
- *SNS, Oak Ridge* : SNS (ORNL, 2008b) est une source de neutrons de spallation de 1,4 MW de la troisième génération qui s'appuie sur un accélérateur de protons de 1 GeV et un anneau de stockage. À pleine puissance, il sera la source de neutrons de spallation la plus puissante dans le monde. L'installation a commencé la mise en œuvre d'un programme utilisateur en 2007 et possède actuellement 18 instruments sur un total potentiel de 24. Les instruments couvrent tout l'éventail des techniques neutroniques, y compris : les machines de diffraction et de diffusion inélastique, la diffusion aux petits angles, une ligne de faisceau technique pour les mesures des contraintes résiduelles et des microstructures, et une ligne de faisceau dédié à la physique neutronique fondamentale.
- *ISIS* : ISIS (2008) est une source de neutrons de spallation fonctionnant actuellement à 0,16 MW et qui passera à 0,24 MW courant 2008. Elle possède actuellement 18 instruments sur ses premiers modules cibles et 7 autres devraient être installées en ligne sur son second module cible en 2008. L'installation a mis en œuvre avec succès un programme utilisateur depuis 1987 et ses instruments couvrent tout l'éventail des techniques de diffusion, y compris : la diffraction, la diffusion inélastique, la diffusion des neutrons aux petits angles et une ligne de faisceau technique pour les mesures des contraintes résiduelles et des microstructures.
- *J-PARC* : la source de neutrons de spallation sur le site de l'accélérateur de protons J-PARC (J-PARC, 2008a) devrait commencer la mise en service de ses accélérateurs en 2008. Elle est constituée d'un accélérateur linéaire (linac) de 600 MeV qui alimente des synchrotrons de 3 GeV et de 50 GeV. Le synchrotron de 50 GeV sera utilisé pour la physique nucléaire et des particules, tandis que celui de 3 GeV alimentera une source de neutrons engendrés par spallation et une installation de transmutation. Les installations particulières de J-PARC sont les suivantes :
 - *Installation des sciences des matériaux et des sciences de la vie (Materials and Life Sciences Facility)* : cette installation devrait recevoir ses premiers neutrons en 2008 et lancera son programme utilisateur plus tard dans l'année. Cinq instruments sont actuellement en construction et cinq autres sont en cours de conception. La série contiendra un instrument de physique nucléaire pour la mesure des sections efficaces de capture nucléaire, ainsi que la série habituelle de machines de diffusion aux petits angles, de diffractomètres et de spectromètres. Finalement, on espère que l'accélérateur atteindra 1 MW, mais le financement actuel ne permettra pas de dépasser 0,6 MW.

- *Installation de transmutation pilotée par accélérateur (Accelerator-driven Transmutation Facility) :* cette installation sera constituée de deux installations expérimentales : une installation de physique, TEF-P, et une cible d'essai, TEF-T. TEF-P est une installation de faible puissance pour étudier la dynamique d'une cible critique ; TEF-T aura une cible plomb-bismuth de 200 kW et servira à tester les composants d'ingénierie pour la transmutation.

3.3.2 Radiographie neutronique

Étant donné le caractère neutre et le fort pouvoir de pénétration des neutrons, la radiographie neutronique est une technique d'évaluation non destructive avec des caractéristiques uniques qui la distinguent de la radiographie photonique. L'interaction des neutrons avec la matière est régie par les caractéristiques nucléaires, plutôt que par les caractéristiques électriques du milieu ; elle est donc complémentaire de la radiographie aux rayons X, où la réaction a lieu avec le nuage diffus d'électrons. La radiographie neutronique utilise son aspect nucléaire pour mettre en évidence les atomes légers (d'hydrogène, par exemple) en présence d'atomes lourds.

La radiographie neutronique a beaucoup d'applications industrielles. Elle est employée notamment par l'industrie automobile pour l'inspection des moteurs en marche. Elle trouve cependant sa principale application dans l'inspection des matériaux nucléaires, pour l'examen du combustible nucléaire irradié et non irradié et des composants des réacteurs. Les principaux exemples incluent la détection des fissures ou la mise en évidence des matériaux hydrogénés tels que l'eau ou les polymères et plastiques synthétiques dans un matériau hôte qui a un fort pouvoir d'absorption de la lumière optique ou même des rayons X ; pour des informations plus détaillées, voir plus loin la Section 3.3.2.1.

Les nouveaux développements en matière de détecteurs, notamment les techniques d'imagerie dynamique en temps réel utilisant des équipements tels que des caméras à transfert de charge (CCD), font des neutrons un instrument encore plus polyvalent pour l'étude des matériaux. Certains développements d'actualité sont mentionnés dans les actes de conférences récentes (ISNR, 2008b ; AIEA, 2006a).

Ces installations connues pour inclure la radiographie neutronique dans leurs activités ont été signalées dans la base de données RTFDB et un affichage graphique commode des sites de radiographie neutronique dans le monde (« *Neutron Radiography Sites of the World* ») sera prochainement disponible sur le site Web de la Société internationale de radiologie neutronique (ISNR, *International Society for Neutron Radiology*, 2008). Pour résumer, cependant, on peut dire que de nombreuses sources de réacteur proposent de telles installations ; parmi les sources de spallation, d'excellentes installations sont disponibles au SINQ (PSI, 2008b), quelques unes au LANSCE et une proposition a été faite d'installer une machine à l'ISIS (2008).

Un compte rendu sur les installations européennes équipées pour la radiographie neutronique a été présenté par E.H. Lehmann (2000) lors de la 15^e Conférence mondiale sur les essais non destructifs (15th *World Conference on Non-destructive Testing*) organisée à Rome en octobre 2000.

Plus récemment, lors de la 8^e Conférence mondiale sur la radiographie neutronique (WCNR-8, 8th *World Conference on Neutron Radiography*), organisée à Gaithersburg en octobre 2006 (NIST, 2006), une demande a été émise pour la mise à jour d'une base de données des installations de radiographie neutronique datant d'une dizaine d'années, détenue par ANL. [NB La conférence a été immédiatement suivie d'un atelier : « IAN 2006 » (*Imaging and Neutrons 2006*) dans la SNS d'Oak Ridge (ORNL, 2006a).] La 9^e Conférence mondiale devrait se tenir en 2010 (ISNR, 2008a).

Les limites de la radiographie neutronique dans la détection des matériaux aux propriétés d'absorption faibles peuvent être surmontées avec la technique de radiographie par contraste de phase : la formation des images est obtenue par les variations de phase transformées en variations d'intensité dans un faisceau neutronique présentant une cohérence latérale élevée due à la présence de l'échantillon d'étude (Kardjilov, 2004). La géométrie particulière du faisceau réduit l'intensité des neutrons sur l'échantillon, augmentant du même coup le temps d'acquisition, ce qui limite l'application de cette technique aux sources neutroniques intenses. Une adoption généralisée de cette technique pourrait intégrer les compétences en diffusion des neutrons et radiographie neutronique dans une action synergique offrant une applicabilité maximale des techniques d'imagerie neutronique.

3.3.2.1 Analyse non destructive du combustible nucléaire au moyen de la radiographie neutronique

Un très haut niveau d'assurance qualité est requis pour le combustible nucléaire afin :

- de s'assurer que tous les défauts de fabrication sont détectés avant la mise en service du combustible ;
- de garantir le taux de défaillance le plus faible possible lorsqu'il est en cours d'utilisation dans le réacteur, malgré les conditions rigoureuses en matière de température, pression, niveau de rayonnement et puissance volumique ;
- de fournir la période de stockage la plus longue possible après l'irradiation sans fuite du matériau radioactif présent à l'intérieur.

Si l'on ajoute cela à l'intérêt actuellement accordé à l'obtention d'une efficacité maximale dans le fonctionnement d'une centrale particulière avec des actions comme la prolongation du cycle entre les arrêts (pour les réacteurs qui n'ont pas de rechargement en fonctionnement) et le fonctionnement avec une distribution de puissance aussi plate et uniforme que possible, mais en même temps ne dépassant les conditions de puissance-crête sur aucun des composants constituant le cœur, il est clair que la qualité du combustible produit est essentielle pour le succès.

À cause de leur faible pénétration dans l'uranium et les autres matières combustibles fissiles et de leur capacité limitée à pénétrer les matériaux de gaine comme le zircaloy et l'acier inoxydable, les rayons X sont utilisés de manière limitée pour les examens non destructifs. Ils peuvent être employés si des photons à haute énergie (> 1 MeV) sont disponibles, mais uniquement avec du combustible n'ayant pas encore été utilisé dans un réacteur, car, après l'irradiation, les rayons gamma des produits de fission et des produits d'activation rendent la discrimination des photons incidents difficile. Ceci a abouti à des techniques neutroniques qui intéressent particulièrement l'assurance qualité et les examens post-irradiation des combustibles nucléaires. Autres avantages offerts par l'utilisation des neutrons :

- possibilité de détecter l'hydrogène avec un haut niveau de sensibilité car l'hydrogène peut, par exemple, être responsable de la fragilisation du revêtement (des dommages peuvent avoir lieu lorsque des concentrations élevées sont accumulées sur les surfaces extérieures des matériaux de gainage) ;
- possibilité de détecter les poisons consommables (boron, lithium, gadolinium et dysprosium).

La récente application des méthodes d'imagerie numérique, combinée à l'analyse tomographique, permet aujourd'hui la reconstruction en 3-D d'un objet particulier. E.H. Lehmann, et al. (2003) offre un bon exemple d'élément combustible de type sphère issu du programme de réacteur à haute température (RHT) (HTR). La sphère de graphite d'un diamètre de 60 mm contenait environ 8 500 particules de combustible TRISO de 0,5 mm de diamètre, qui ont été séparées avec des outils de traitement d'image utilisés à partir des mesures dans l'installation de radiographie NEUTRA de la Source de neutrons de spallation SINQ à l'Institut Paul Scherrer (PSI). Le même article présente également des exemples de détection d'hydrogène dans le gainage. Pour un complément d'informations sur les développements récents, voir, par exemple, (Lehmann, 2007).

Il est intéressant de noter que la plupart des sources de spallation ne sont pas des sites nucléaires autorisés et ne disposent pas d'installations pour manipuler des matériaux hautement actifs ; la législation récente rend la manipulation d'échantillons même moyennement actifs de plus en plus difficile. Seules exceptions : le LANSCE aux États-Unis et SINQ en Suisse, où des moyens sont disponibles.

3.3.3 Conclusions et recommandations – applications neutroniques

Actuellement, il semble que de nouvelles sources de diffusion des neutrons vont être mises en service pour suivre le rythme des pertes prévues dues aux fermetures de sources. Les ressources seront cependant concentrées dans un moins grand nombre de sources plus importantes et le centre de gravité se déplacera de l'Europe vers l'Amérique du Nord et le Japon, sauf si l'ESS est construit rapidement et que certaines sources existantes en Europe continuent de bénéficier d'un véritable soutien (Richter, 1998).

D'après les prévisions, les mesures de la structure et des défauts par la diffraction des neutrons et la diffusion des neutrons aux petits angles continueront de jouer un rôle dans les essais et le développement de nouveaux matériaux techniques pour la technologie nucléaire. Il faut également s'attendre à ce que les domaines en plein essor de l'analyse des contraintes et de l'analyse des textures croissent en importance au fur et à mesure que leur audience s'élargira. Les mesures par diffusion inélastique des neutrons constitueront probablement une activité de niveau inférieur dans ce domaine, mais elles devraient continuer de jouer un rôle important dans la mesure des noyaux de diffusion (*kernels*) qui seront utilisés dans les études de Monte Carlo pour analyser le comportement du modérateur.

Une utilisation à grande échelle des techniques de radiographie neutronique dans les procédés de fabrication du combustible nécessite l'adoption de méthodes normalisées pour des contrôles non destructifs. Les installations de radiographie neutronique doivent fonctionner de manière coordonnée avec les organismes de normalisation (ASTM, ISO, etc.) afin d'adopter des procédures pour la qualification des faisceaux, des techniciens et du traitement des images.

L'application de méthodes de radiographie neutronique modernes telles que la radiographie par contraste de phase pourrait intégrer des compétences en diffusion des neutrons et en radiographie neutronique dans une action synergique offrant une applicabilité des techniques d'imagerie neutronique plus large.

3.4 ADS et systèmes de transmutation

La transmutation des nucléides à vie longue contenus dans les combustibles nucléaires usés est l'une des technologies clés pour une utilisation durable de l'énergie nucléaire. Les nucléides à transmuter sont les actinides mineurs (MA) tels que ^{237}Np , ^{241}Am et ^{243}Am , et les produits de fission à vie longue (LLFP) tels que ^{99}Tc et ^{129}I . Le plutonium peut également être inclus en fonction de la politique des différents pays relative au cycle du combustible nucléaire. L'idée de base pour la transmutation de ces nucléides consiste à les irradier avec des neutrons dans les réacteurs nucléaires et d'induire leur réaction de fission et de capture. Les réacteurs nucléaires peuvent être dans un état sous-critique ou critique. Le spectre d'énergie neutronique peut être celui d'un réacteur rapide ou d'un réacteur thermique, bien que cette variation de spectre entraîne des différences importantes dans les sections efficaces des réactions dues aux neutrons.

La stratégie pour la transmutation est généralement subdivisée en deux concepts : un cycle hétérogène ou un cycle homogène. Un cycle hétérogène utilise du combustible dédié contenant une grande proportion d'actinides mineurs (MA) sans uranium. Le système homogène utilise en principe des réacteurs commerciaux dont le combustible contient quelques pour cent d'actinides mineurs (MA).

Un système piloté par accélérateur (ADS) est considéré comme un outil puissant pour la transmutation efficace des actinides mineurs (MA), car il peut fonctionner en toute sécurité avec une forte teneur en actinides mineurs (MA), même dans un mode homogène.

Les combustibles incorporant des actinides mineurs (MA) pour les deux stratégies rencontrent généralement des difficultés (plus ou moins grandes) avec la génération de chaleur et l'émission de rayonnements (rayons gamma et neutrons). De ce point de vue, la stratégie hétérogène présente un avantage, car les actinides mineurs (MA) peuvent être transmutés d'une manière concentrée sans qu'il soit nécessaire de transporter sur de longues distances le combustible enrichi en actinides mineurs entre un site de retraitement commercial et de nombreux réacteurs de puissance commerciaux. Néanmoins, les combustibles incorporant des actinides mineurs (MA) dédiés pour le concept hétérogène sont confrontés à plusieurs difficultés techniques. Le choix de la stratégie, par conséquent, devrait être effectué avec soin, en fonction des circonstances nationales, de la perspective de fonctionnement ou de l'accès à un cycle de combustible nucléaire (par exemple, si un pays décide de ne pas effectuer le recyclage, les stratégies de transmutation sont également impossibles) et de la progression des différents aspects de la R&D.

Lorsque la R&D expérimentale pour ADS et les autres systèmes de transmutation sont examinés, trois secteurs doivent être inclus : i) bases de données élémentaires pour les actinides mineurs (MA) et les produits de fission à vie longue (LLFP) (données nucléaires, expériences critiques, propriétés des matériaux, etc.) ; ii) technologie du combustible et du cycle de combustible ; iii) activités spécifiques pour ADS. Bien que de nombreux aspects élargis de ces activités soient décrits dans d'autres sections de ce rapport, il est judicieux de se concentrer sur eux ici en termes de technologie de transmutation. Les problèmes techniques correspondant à chaque poste sont abordés et les installations nécessaires pour réaliser cette technologie sont examinées dans les sous-sections suivantes.

3.4.1 Base de données élémentaire pour les actinides mineurs (MA) et les produits de fission à vie longue (LLFP)

Une base de données élémentaire des actinides mineurs (MA) et des produits de fission à vie longue (LLFP) est indispensable pour les deux stratégies de transmutation. Les données nucléaires pour les nucléides des actinides mineurs et des produits de fission à vie longue sont très importantes, car elles peuvent influencer sur la sûreté du système de transmutation ainsi que sur les performances du système en matière de transmutation. Bien que nous ayons accumulé jusqu'à présent beaucoup de données expérimentales différentielles et intégrales pour les principaux nucléides tels que ^{235}U , ^{238}U et ^{239}Pu , et que nous ayons modifié les données nucléaires pour reproduire les résultats des expériences intégrales, les données concernant les actinides mineurs (MA) et les produits de fission à vie longue (LLFP) sont de très mauvaises qualité pour concevoir un système de transmutation avec une précision élevée.

Comme cela est expliqué dans la Section 3.1, les expériences de mesure des données nucléaires différentielles ont été très actives dans le monde entre les années 60 et les années 80, mais un grand nombre d'installations telles que les accélérateurs linéaires (linac) d'électrons destinés aux mesures du temps de vol (TOF) ont été arrêtées. Depuis peu, des installations d'accélérateur tels que les accélérateurs de protons à haute énergie ou les accélérateurs à ions lourds, qui étaient initialement construits pour l'étude de la physique fondamentale, jouent un rôle important pour mesurer les données nucléaires des actinides mineurs (MA). C'est le cas, par exemple, de l'installation n_TOF du CERN (2008).

La validation intégrale des données nucléaires est elle aussi importante. Des irradiations d'échantillons en réacteurs et des expériences critiques utilisant des pesées en réactivité et des détecteurs d'activation ont été mises en œuvre. Mais on compte très peu d'expériences critiques alimentées par des quantités d'actinides mineurs (MA) de l'ordre du kilogramme. Il existe une exception : l'expérience du BFS Np en Russie. Il est par conséquent important de réaliser ces expériences critiques avec des quantités assez importantes d'actinides mineurs (MA) pour la recherche sur les systèmes de transmutation. C'est en partant de ce point de vue que l'installation expérimentale de physique de transmutation (TEF-P, *Transmutation Physics Experimental Facility*) (J-PARC, 2008) est proposée dans le cadre du projet de complexe de recherche sur les accélérateurs de protons japonais (J-PARC, *Japan Proton Accelerator Research Complex*, 2008a).

Une base de données de propriétés des matériaux pour les actinides mineurs (MA) et les produits de fission à vie longue (LLFP, *Long-lived Fission Products*) est aussi un élément important pour concevoir les combustibles destinés aux systèmes de transmutation. Il est cependant difficile de mesurer les propriétés physiques et chimiques de ces matériaux car la matière est rare et la quantité de matériaux pouvant être utilisée dans une installation est généralement limitée par les autorisations. Il est donc recommandé de conserver des laboratoires de cellules chaudes [tel le laboratoire d'actinides mineurs (*Minor Actinide laboratory, MA-Lab*) à l'ITU de Karlsruhe (ITU, 2008a)] et de développer un moyen valable de se procurer les échantillons d'actinides mineurs et de produits de fission à vie longue pour ces mesures de propriétés de matériaux, ainsi que pour les mesures de données nucléaires et les expériences de physique des réacteurs.

3.4.2 Combustible et technologie du cycle du combustible

Pour réaliser une quantité importante de transmutation des nucléides à vie longue, il faut charger des quantités importantes d'actinides mineurs (MA) dans le combustible d'un système de transmutation. Il faudrait, par exemple, transmuter environ 1 tonne d'actinides mineurs par an pour un parc de REL de 40 GW(e), ce qui impliquerait le chargement de 10 tonnes d'actinides mineurs dans le système de transmutation, le taux de transmutation prévu étant d'environ 10 % MA/an. Si l'on considère le stock total d'actinides mineurs (MA) dans le cycle de transmutation (y compris les phases de refroidissement, de retraitement et de fabrication de combustible), il faudrait gérer raisonnablement des quantités d'actinides mineurs (MA) plusieurs fois supérieures pour les stratégies homogène et hétérogène. Il est donc extrêmement important de créer la technologie pour le combustible comportant des actinides mineurs (MA) et son cycle de combustible.

Pour la stratégie homogène, il sera possible d'ajouter des actinides mineurs au combustible des réacteurs rapides à concurrence d'environ 5 % du métal lourd ; on considère que l'ajout d'actinides mineurs au combustible des réacteurs rapides (oxyde ou métal) n'a pas trop d'influence sur les

propriétés des matériaux s'il se limite à quelques pour cent. Le comportement de ce combustible sous irradiation reste cependant à vérifier. Il est également possible que l'impact des actinides mineurs apparaisse dans les procédés de fabrication, le transport et la manipulation du combustible, en raison de la forte génération de chaleur, de la radioactivité intense et du taux d'émission de neutrons élevé.

Comme pour le combustible de transmutation dédié à la méthode de transmutation hétérogène, ni les propriétés du combustible ni son comportement sous irradiation ne sont fiables. Bien que la technique de manipulation de ce combustible spécialisé ait des caractéristiques plus exigeantes que dans la stratégie homogène, la quantité de combustible comportant des actinides mineurs (MA) à traiter est beaucoup plus petite (moins qu'un dixième) et les actinides mineurs peuvent donc être contrôlés d'une manière concentrée.

Le retraitement du combustible comportant des actinides mineurs (MA) irradié est un autre problème clé pour la technologie de transmutation et des travaux de développement sont toujours en cours à ce sujet.

Si l'on tient compte des aspects évoqués plus haut, des réacteurs d'essai pour irradier le combustible comportant des actinides mineurs (MA) et des installations de cellules chaudes pour conduire les expériences post-irradiatoires sont des éléments indispensables pour la recherche et le développement de la technologie de transmutation. Des installations de cellules chaudes doivent également être utilisées pour la fabrication des aiguilles d'irradiation et la démonstration de la technologie de retraitement pour le combustible comportant des actinides mineurs (MA) irradié. De plus, les actinides mineurs (MA) doivent être fournis d'une façon pratique via une usine de séparation à une échelle de démonstration ; ces considérations s'appliquent également aux ADS et aux réacteurs rapides alimentés par du combustible comportant des actinides mineurs (MA).

3.4.3 Activités spécifiques pour ADS

Un système ADS combine un accélérateur de protons, une cible de spallation et un réacteur sous-critique y compris un système de génération d'électricité. L'énergie d'accélération des protons sera comprise entre 0,4 et 1,5 GeV et la puissance du faisceau sera supérieure à 10 MW, soit une intensité à peu près 10 fois supérieure à celle des accélérateurs existants. Le principal candidat pour la cible de spallation est l'eutectique plomb-bismuth (LBE). De par ses propriétés, l'eutectique plomb-bismuth (LBE) constitue une bonne cible de spallation : plage étendue de l'état liquide (397-1 943 K), haute densité ($10\,500\text{ kg m}^{-3}$) et, donc, rendement neutronique élevé. Les conceptions récentes des pièces de réacteur sous-critique des systèmes ADS adoptent également le LBE comme réfrigérant primaire (voir la Section 3.6.1.2 pour un complément d'informations sur les systèmes d'essais à métal liquide).

Dans la mesure où ADS est un système hybride, les expériences de couplage entre un accélérateur et un réacteur sous-critique sont très importantes pour vérifier sa faisabilité, ainsi que les développements techniques pour chaque composant. Les questions techniques de l'ADS et les activités de R&D expérimentale correspondantes sont résumées ci-après.

Accélérateur

Pour la partie accélérateur de protons d'un système ADS, un accélérateur linéaire (linac) supraconducteur est considéré comme un candidat prometteur pour offrir les performances requises en matière d'intensité du faisceau et d'efficacité énergétique. Le problème d'un accélérateur linéaire (linac) par rapport aux accélérateurs circulaires tels que les cyclotrons serait le coût. Outre ces exigences, la fiabilité (ou la stabilité), dans le but de réduire la fréquence des interruptions du faisceau (« beam trips »), et la contrôlabilité du niveau de puissance sont des caractéristiques importantes et particulières d'un accélérateur utilisé pour ADS, par comparaison avec les accélérateurs conventionnels utilisés en recherche physique.

Le Laboratoire national de Los Alamos a déjà acquis une expérience considérable avec le fonctionnement de l'accélérateur linéaire (linac) de protons depuis les années 1960 et délivre un faisceau de protons pulsés de $800\text{ MeV} \times 1\text{ mA} = 0,8\text{ MW}$. Des accélérateurs linéaires (linac) de protons sont en construction ou sur le point d'être mis en service pour les projets suivants : SNS aux États-Unis avec $1\text{ GeV} \times 2\text{ mA} = 2\text{ MW}$, le projet J-PARC au Japon avec $400\text{ MeV} \times 0,33\text{ mA} = 0,13\text{ MW}$ et le projet PEFP en République de Corée avec $100\text{ MeV} \times 1,6\text{ mA} = 0,16\text{ MW}$. Tous ces accélérateurs linéaires (linac) de protons fonctionnent en mode pulsé, bien qu'un faisceau continu soit préférable pour ADS.

Quant au fonctionnement en mode continu, un cyclotron annulaire du PSI, en Suisse, a montré des performances remarquables jusqu'à présent, avec $590 \text{ MeV} \times 1,6 \text{ mA} = 0,94 \text{ MW}$.

En plus de ces installations d'accélérateurs, plusieurs activités de R&D dans des secteurs particuliers, notamment une source d'ions intenses, une partie basse énergie et un cryomodule supraconducteur, ont été menées dans le monde.

Bien que la plupart des activités de R&D pour les accélérateurs ADS puissent être couvertes par ces diverses activités, on considère comme indispensable la construction d'un accélérateur dédié afin de démontrer sa fiabilité, sa contrôlabilité, son coût économique et sa sûreté pour une application dans un système d'énergie nucléaire. Un tel accélérateur de démonstration serait couplé à un réacteur sous-critique en tant qu'ADS expérimental. Une description est fournie plus loin – voir ci-après, *Expériences de couplage accélérateur-réacteur*.

Cible de spallation

Les matériaux pour les cibles de spallation sont des métaux lourds solides (Pb, Ta, W, U) et liquides (Hg, Pb-Bi). Comme cela a été mentionné plus haut, les conceptions récentes d'ADS dans le monde adoptent généralement le Pb-Bi (eutectique plomb-bismuth : LBE) comme cible de spallation.

Deux types de conception de cible sont étudiés principalement : un type à fenêtre et un type sans fenêtre. Le type à fenêtre a une limite physique appelée fenêtre de faisceau, généralement constituée d'alliage d'acier, entre la cible LBE et le tube de faisceau sous vide. La fenêtre du faisceau devrait être capable d'accepter plusieurs dizaines de mA de faisceau de protons qui généreront manifestement une accumulation de chaleur dans la fenêtre du faisceau et induiront des réactions de spallation dans le matériau de la fenêtre. La densité du faisceau dans la fenêtre du faisceau est par conséquent limitée à environ $30 \mu\text{A cm}^{-2}$. De plus, il faut noter que la fenêtre du faisceau d'un véritable ADS serait irradiée par des neutrons de fission provenant de la zone de cœur sous-critique, ainsi que par des protons et des neutrons de spallation provenant de la cible. La fenêtre du faisceau, par conséquent, devrait être remplacée régulièrement pour des raisons liées à la corrosion et aux dommages causés par l'irradiation.

Actuellement, l'état des données sur l'irradiation des matériaux est trop pauvre pour permettre une conception fiable pour une cible de type fenêtre. Récemment, le projet MEGAPIE (PSI, 2008) a démontré la faisabilité d'une cible eutectique plomb-bismuth (LBE) de haute puissance au PSI. Son examen post-irradiatoire fournira des connaissances précieuses. Il est cependant recommandé de construire une installation d'irradiation dédiée pour le matériau de la cible de spallation de manière à pouvoir préparer une base de données de propriétés des matériaux couvrant un large éventail de conditions de conception (température, teneur en oxygène et vitesses de circulation de l'eutectique plomb-bismuth (LBE), densité du faisceau, période d'irradiation, etc.).

Pour éviter les difficultés techniques évoquées plus haut relative à la fenêtre de faisceau, une conception sans fenêtre est à l'étude, principalement dans les pays européens. L'idée de base est de maintenir une surface libre du jet de LBE par inertie. La vapeur du LBE et les autres éléments des produits de spallation et des produits d'activation sont évacués entre la région cible et la partie accélérateur afin d'éviter la contamination de ce dernier. Toutefois, le contrôle stable d'une telle surface libre pourrait poser des difficultés lorsqu'un faisceau de protons haute puissance est incident. Pour montrer la faisabilité technique de ce type de cible, une démonstration avec un faisceau de protons de classe mégawatt est considérée comme nécessaire avant la connexion à un réacteur sous-critique, ainsi que des expériences sur maquette sans faisceaux.

Cœur sous-critique

Les problèmes importants pour cette partie d'un système piloté par accélérateur (ADS) concernent le refroidissement de la région du cœur et la physique du réacteur.

Le candidat pour le refroidisseur primaire du cœur sous-critique d'un ADS qui a été le plus étudié est l'eutectique plomb-bismuth (LBE). Toutefois, la nature corrosive de l'eutectique plomb-bismuth (LBE) au-dessus de 500°C est l'un des défis techniques pour les ADS. Pour résoudre ce problème, le contrôle de la concentration d'oxygène dans l'eutectique plomb-bismuth (LBE) est considéré comme une méthode prometteuse. Une autre méthode consiste à développer de nouveaux matériaux avec des éléments particuliers ou des revêtements de surface. Dans tous les cas, la vérification

expérimentale des matériaux dans l'eutectique plomb-bismuth (LBE) en circulation est indispensable pour utiliser ce dernier comme réfrigérant du cœur. De ce point de vue, de nombreuses installations de boucle LBE ont été construites dans le monde et des bases de données sont en cours de création. Les résultats issus de ces installations ne sont pas toujours cohérents entre eux à cause du manque de reproductibilité des conditions expérimentales. Il est donc recommandé d'organiser un benchmark international afin d'établir une norme mondiale des propriétés des matériaux pour le caloporteur plomb-bismuth (LBE). De plus, un essai intégral destiné à vérifier la faisabilité d'un contrôle de l'oxygène dans une cuve de réacteur réaliste serait nécessaire avant la construction d'un système nucléaire refroidi à l'eutectique plomb-bismuth (LBE).

Les données thermohydrauliques du caloporteur plomb-bismuth (LBE) doivent également être vérifiées par un travail expérimental. La circulation rapide de l'eutectique plomb-bismuth (plus de 2 m s^{-1}) peut provoquer l'érosion locale des matériaux dans le cœur. Des composants à grande échelle tels que des échangeurs thermiques et des pompes doivent encore être développés pour l'eutectique plomb-bismuth (LBE). [Voir l'Initiative FP6 VELLA (VELLA, 2008).]

Il faut noter que lorsque nous utilisons l'eutectique plomb-bismuth (LBE) comme caloporteur primaire et/ou cible de spallation, la gestion des produits d'activation tels que ^{210}Po et des produits de spallation est importante pour le bon fonctionnement du système.

Il faut s'attendre à ce que la physique des réacteurs et le contrôle des réacteurs sous-critiques diffèrent par rapport aux réacteurs critiques classiques, et ces aspects pourraient influencer sur les performances et la sûreté de l'ensemble du système. Par analogie avec la R&D des réacteurs rapides, des vérifications expérimentales utilisant des installations critiques/sous-critiques à puissance zéro sont importantes pour le développement d'ADS destinés à la transmutation. Plusieurs projets expérimentaux tels que MUSE en France (Billebaud, 2004) et YALINA au Bélarus (Kiyavitskaya, 2006) ont été réalisés ou sont en cours avec des sources de neutrons DT et DD. L'installation KUCA au Japon (KURRI, 2002) est sur le point de lancer des expériences sous-critiques avec un accélérateur de protons et un assemblage critique à spectre thermique. L'installation TEF-P est également planifiée au Japon (J-PARC, 2008) pour connecter une source de neutrons de spallation produits par un faisceau de protons de 400-600 MeV avec un assemblage critique à spectre rapide. Ces travaux expérimentaux planifiés devraient être des bases importantes pour les ADS et la technologie de transmutation.

Expériences de couplage accélérateur-réacteur

Avant de passer à une installation ADS expérimentale à grande échelle avec plusieurs dizaines de mégawatts de puissance thermique, un moyen de déterminer le niveau de réactivité doit être démontré. Une attention particulière sera accordée à l'examen des techniques de surveillance de la réactivité en ligne et aux techniques expérimentales employées aux interruptions du faisceau (appelées « beam trips ») pour la détermination de la réactivité. Une installation critique rapide au plomb raccordée à un accélérateur à faisceau continu est donc nécessaire. Le projet de générateur de neutrons intenses ininterrompus du réacteur au plomb VENUS (GUINEVERE, *Generator of Uninterrupted Intense NEutrons at the lead VEnus Reactor*) (Baeten, 2007 ; SCK•CEN, 2006, 2008b) va être réalisé ; il utilisera l'installation critique VENUS modifiée (SCK•CEN, 2008d), située au Centre SCK•CEN de Mol, qui sera couplée à un générateur de protons adapté basé sur un accélérateur à faisceau continu (GENEPI) fonctionnant dans le mode courant. Le programme expérimental sur GUINEVERE devrait produire des connaissances précieuses sur la contrôlabilité d'un système ADS, y compris sur les procédures de démarrage et d'arrêt, ainsi que sur la méthode de gestion des transitoires d'arrêt du faisceau.

En ce qui concerne les activités très récentes, l'installation d'essais du réacteur piloté par accélérateur de Kumatori (KART, *Kumatori Accelerator-driven Reactor Test Facility*) a été récemment mise en service (KURRI, 2004), tandis que – pour les aspects négatifs – l'installation TRADE de l'ENEA a été annulée.

3.4.4 Projets nationaux et internationaux

Projets européens pour les systèmes pilotés par accélérateur (ADS) et la transmutation

Le programme « ADOPT » (SCK•CEN, 2004) a été évoqué dans le précédent rapport (AEN, 2003), qui inclut un résumé de ce programme. Le programme ADOPT a cependant été achevé et a été remplacé

par le projet intégré EUROTRANS (2008), dont une présentation est disponible dans les communications de Knebel, *et al.* (2005, 2007) au 8-IEMPT de Las Vegas, en novembre 2004 (AEN, 2008) et au 9-IEMPT de Nîmes, en septembre 2006 (AEN, 2008a).

En résumé, IP EUROTRANS fait partie du 6^e programme cadre EURATOM dans le domaine thématique prioritaire « Gestion des déchets radioactifs : Transmutation », centré sur l'évaluation de la faisabilité industrielle de la transmutation des déchets nucléaires de haute activité dans un système piloté par accélérateur (ADS) ainsi que sur le développement des connaissances et des technologies de base nécessaires. La mise en œuvre de la séparation/transmutation (P&T) d'une grande partie des déchets nucléaires de haute activité en Europe nécessiterait la démonstration de la faisabilité de plusieurs installations à un niveau industriel. Les activités de R&D ont été décrites par rapport à quatre « blocs de construction » :

- i) démonstration de la capacité de traitement d'une quantité assez considérable de combustible usé provenant des centrales commerciales afin de séparer le Pu et les MA ;
- ii) démonstration de la capacité de fabrication, à un niveau semi-industriel, du combustible spécialisé requis pour charger un transmuteur dédié ;
- iii) disponibilité d'un ou plusieurs transmuteurs dédiés ;
- iv) réalisation d'une installation spécifique pour le traitement du combustible dédié déchargé du transmuteur et fabrication d'un nouveau combustible dédié.

IP EUROTRANS s'occupe du troisième bloc de construction : le transmuteur. En conséquence, les objectifs d'IP EUROTRANS sont les suivants :

- Réaliser une première conception avancée d'une installation expérimentale de 50 à 100 MW(th) (réalisation sur le court terme, sur environ 10 ans), démontrant la faisabilité technique de la Transmutation dans un système piloté par accélérateur (XT-ADS), et assurer l'étude conceptuelle générique [plusieurs fois 100 MW(th)] de l'Installation européenne pour la transmutation industrielle (EFIT, *European Facility for Industrial Transmutation*) (réalisation sur le long terme). Cette approche séquentielle de démonstration de la transmutation est désignée comme l'approche ETD (*European Transmutation Demonstration*).
- Pour les dispositifs ci-dessus, fournir des entrées expérimentales validées (problèmes liés aux techniques expérimentales, à la dynamique, à la protection, à la sûreté, à l'octroi de licence, etc.) à partir d'expériences sur le couplage d'un accélérateur, d'une source de neutrons externe et d'une couverture sous-critique.
- Développer et démontrer les technologies associées nécessaires, notamment les composants d'accélérateur, le développement de combustibles, les technologies de métal liquide lourd et les données nucléaires requises.
- Prouver la faisabilité technique globale et réaliser une évaluation économique de l'ensemble du système.
- Contribuer à d'autres projets FP6 : PATEROS (*Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable nuclear energy*) (2008a) et SNF-TP (*Sustainable Nuclear Fission Technology Platform*) (CEA, 2008i ; CORDIS, 2008c).

Autres développements dans le monde

Parmi les développements dans les autres régions du monde et à un niveau national :

- États-Unis : Études sur les réacteurs rapides refroidis au plomb (RRRP) (LFR, *Lead-cooled Fast Reactor*) :
 - R&D en cours pour tester et analyser les matériaux des RRRP (LFR) dans l'objectif de sélectionner les principaux matériaux de structure et le gainage pour la compatibilité avec le plomb-bismuth, afin d'accélérer la compréhension de la corrosion des matériaux. Des tests sur les matériaux des RRRP (LFR) dans l'eutectique plomb-bismuth (LBE) ont eu lieu dans la boucle DELTA (*Development of Lead-Bismuth Target Applications*) du LANL depuis 2002 (Li, 2007).

- États-Unis : études sur les réacteurs rapides refroidis au sodium (RRRS) (SSR, *Sodium-cooled Fast Reactor*) :
 - Efforts en cours pour récupérer et tester des spécimens de matériaux de structure (T91 and H91) irradiés à 100-200 dpa et à 400-700 °C dans l'installation d'essais à flux rapide (FFTF, *Fast Flux Test Facility*) (Brunon, 2004).
 - Essais d'irradiation des combustibles des RRRS dans le cadre de l'accord FUTURIX-FTA, y compris des combustibles métal et nitrure (matrice métal et nitrure Pu, Np et Am – fertile et non fertile) en cours jusqu'en 2009 en collaboration avec la France au réacteur de Phénix. Les travaux ont été lancés pour soutenir les stratégies européenne et américaine de transmutation des déchets radioactifs à vie longue dans les ADS ou les réacteurs à neutrons rapides critiques (Jaecki, 2005). L'objectif est de fournir des données sur les performances des combustibles CERCER (oxyde), CERMET, métalliques et nitrure chargés avec de très fortes concentrations de plutonium, de neptunium et d'américium sous irradiation en spectre rapide. Des compositions uranifères et sans uranium sont incluses dans la matrice d'essai expérimentale, ainsi que des conceptions d'aiguilles combustible-hélium et combustible-sodium (Jaecki, 2005).
 - À travers le Forum International Génération IV, les États-Unis ont signé le SFR Advanced Fuels Project Arrangement (PA) pour la recherche sur les combustibles des RRRS. Le projet couvre l'évaluation et la fabrication de formes de combustibles avancées, les combustibles comportant des actinides mineurs, et les combustibles à taux de combustion (burn-up) élevé. Les formes de combustibles considérées sont les suivantes : oxyde, métal, nitrure et carbure. Outre les États-Unis (via le DOE), les autres signataires du PA incluent le Japon (JAEA), la France (CEA), la Communauté européenne (JRC) et la Corée (KAERI).
- États-Unis : études sur les réacteurs rapides refroidis au gaz (RRRG) (GFR) :
 - Des essais d'irradiation du matériau de la matrice de combustible lié aux RRRS (SFR) et RRRG (GFR) sont en cours, en collaboration avec la France et le réacteur Phénix en vertu de l'accord FUTURIX MI (MI : Inert Materials, *matières inertes*). Des examens post-irradiatoires des matériaux d'essai auront lieu en 2009 (Carbonnier, 2007).
- France : Programme GEDEPEON (Gestion de Déchets Radioactifs par des Options Nouvelles) (anciennement « GEDEON ») (CEA, 2008b).

L'examen d'installations particulières fait ressortir les points suivants :

- République de Corée (Université nationale de Séoul (SNU, *Seoul National University*) : à la SNU, un réacteur de transmutation refroidi au Pb-Bi, nommé PEACER [Proliferation-resistant, Environment-friendly, Accident-tolerant, Continual and Economical Reactor (SNU, n.d.)] a été développé depuis 1998.
- Belgique (SCK•CEN) : les études dans le domaine de la technologie de l'eutectique plomb-bismuth (LBE) depuis 1997 sont liées au projet MYRRHA (SCK•CEN, 2007), qui vise à développer un réacteur de recherche piloté par un accélérateur, où l'eutectique plomb-bismuth est utilisé comme cible de spallation et réfrigérant. MYRRHA est un petit XADS refroidi au Pb-Bi (puissance du cœur 40 MW(th), piloté par un courant de faisceau de protons de 600 MeV × 3 mA délivré par un accélérateur linéaire sur une cible de spallation sans fenêtre au Pb-Bi liquide). (Une option de cyclotron de 350 MeV avait été débattue auparavant, mais elle n'est plus à l'ordre du jour car aucun cyclotron ne peut fournir la stabilité du faisceau requise.) [NB Ce programme est en grande partie intégré à IP-EUROTRANS.]
- Japon : un système ADS et un réacteur refroidi au plomb (RRRP) (LFR) utilisant tous deux du LBE sont en cours de développement. La JAEA a conçu un ADS d'une puissance thermique de 800 MW, capable d'assurer chaque année la transmutation de 250 kg d'actinides mineurs et de quelques produits de fission à vie longue. Des travaux de R&D ont été réalisés sur un ADS utilisant le LBE comme cible de spallation et comme réfrigérant ; des recherches sont également planifiées sur J-PARC. Des systèmes RRRP (LFR) utilisant du LBE comme réfrigérant ont été étudiés à l'Institut de technologie de Tokyo (TIT, *Tokyo Institute of Technology*) et à la JAEA. L'un des systèmes RRRP (LFR) étudié au TIT est un réacteur à eau bouillante à contact direct refroidi au Pb-Bi, désigné par le sigle PBWFR (*Pb-Bi Cooled Direct Contact Boiling Water Fast Reactor*) (Sofue, 2004).

- Russie : on a constaté récemment un regain d'intérêt pour les réfrigérants au plomb et au LBE dans les réacteurs rapides civils, comme en atteste la conception du réacteur BREST refroidi au plomb (NIKIET, 2008) et le concept de SVBR refroidi au LBE (Stepanov, 1998).

Activités de l'OCDE/AEN

Les Ateliers internationaux de l'OCDE/AEN sur l'utilisation et la fiabilité des accélérateurs de protons de grande puissance (OECD NEA *International Workshops on the Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators*) (AEN, 2005a, 2008p, 2008vv) possèdent des informations sur les systèmes pilotés par accélérateur. Les discussions ont été centrées sur les points suivants : fiabilité des accélérateurs ; technologie des cibles, des fenêtres et des réfrigérants ; conception des systèmes sous-critiques et simulations des ADS ; sûreté et contrôle des ADS ; et expériences sur les ADS et installations d'essais. Les actes de conférences contiennent les articles techniques présentés lors des ateliers ainsi que des résumés des discussions des groupes de travail.

Installations d'irradiation à neutrons rapides

Il faut noter qu'au sein de l'OCDE, seuls deux pays possèdent des réacteurs à neutrons rapides expérimentaux : la France, avec Phénix [250/150 MW(e)] (CEA, 2008e), et le Japon, avec JOYO [140 MW(th)] (JAEA, 2008e). Phénix fermera définitivement en 2009. Les progrès dans l'acquisition des connaissances pourraient donc être entravés (cette constatation ne s'applique pas seulement aux ADS, mais également aux autres systèmes).

Les États-Unis envisagent de construire un ou plusieurs réacteurs de recyclage avancés dans le cadre du programme GNEP (2008), tandis que la France prévoit d'avoir un RRRS (SFR) Génération IV en 2020. Cependant, aucune ressource alternative ne sera disponible parmi les États membres de l'OCDE pendant la période 2009-2014.

Parmi les pays extérieurs à l'OCDE, la Russie dispose d'un réacteur rapide expérimental, BOR60, qui devrait être arrêté en 2010, de même que l'Inde (avec le FBTR [40 MW(th)]), qui construit actuellement un réacteur surgénérateur rapide prototype de 500 MW(e) (PFBR) (IGCAR, n.d. ; WNA, 2008b). La Chine construit son propre réacteur, le CEFR [65 MW(th)].

Le sujet connexe de la séparation, souvent liée à la transmutation, est abordé dans la Section 3.5. [NB L'AEIA a créé une base de données qui couvre les systèmes pilotés par accélérateur (ADS), ainsi que les questions de R&D liées à la séparation et à la transmutation (P&T) (AEIA, 2008).]

3.4.5 Conclusions et recommandations – Systèmes ADS et de transmutation

Les systèmes ADS se classent parmi les concepts les plus novateurs et les plus stimulants ; leur développement technologique nécessite, naturellement, des programmes de R&D de grande envergure, y compris plus d'expériences que pour les autres systèmes déjà bien établis.

Un certain nombre de recommandations ont été intégrées à la Section 3.4 ci-dessus. Les points suivants méritent d'être mentionnés :

- Une feuille de route internationale pour les systèmes pilotés par accélérateur (ADS) est un élément important.
- Les technologies de transmutation des déchets sont importantes pour le développement durable de l'énergie nucléaire dans le monde entier.
- Les défis techniques pour la technologie ADS couvrent de nombreux domaines. Il est donc fortement souhaitable de partager les efforts expérimentaux d'une façon systématique. Le projet MEGAPIE (PSI, 2008) était un excellent précurseur de la collaboration internationale en la matière.
- Un objectif intermédiaire avant la réalisation de la transmutation avec ADS devrait être un système ADS expérimental. Les pays européens mettent actuellement en œuvre un programme R&D pour le projet XT-ADS, qui concernerait un ADS expérimental d'une puissance thermique de plusieurs dizaines de mégawatts. Il y a des raisons de penser qu'un programme global (peut-être sous une forme similaire à celle du projet ITER dans le développement de l'énergie de fusion) serait souhaitable.

- Avant de passer à cette phase de démonstration, l'établissement de la base technique destinée au traitement des actinides mineurs (MA) dans les systèmes d'énergie nucléaire et le couplage d'un accélérateur de protons avec un réacteur à spectre rapide sont deux mesures extrêmement importantes dans le but d'assurer une conception fiable du système, l'évaluation de la sûreté et la formation des jeunes scientifiques et ingénieurs. De ce point de vue, l'installation expérimentale de transmutation (J-PARC, 2008) liée au projet J-PARC au Japon devrait jouer un rôle important.

3.5 Combustibles

Depuis longtemps déjà, on étudie le combustible nucléaire dans le but de garantir son comportement correct dans le cœur. Cette section passe en revue les installations disponibles à la fois pour la réalisation d'essais sur le combustible (installations d'irradiation et réacteurs d'essai) et pour l'examen ultérieur du combustible et de sa gaine (cellules chaudes). Les questions concernant la chimie du cycle du combustible et la séparation sont ensuite examinées et la section se termine par des recommandations.

3.5.1 Développement et essais du combustible

Depuis le tout début des applications pacifiques de l'énergie nucléaire, des expériences réalisées en pile et hors pile ont fourni des informations importantes sur le comportement du combustible nucléaire dans le cadre du fonctionnement normal, dans les conditions d'un accident et pendant le stockage du combustible usé, contribuant ainsi à assurer un fonctionnement fiable et sûr des centrales nucléaires. Le développement de modèles numériques modernes pour les codes de simulation du comportement du combustible s'est largement appuyé sur les données issues des programmes expérimentaux et des installations d'essais.

Comme cela a indiqué plus haut, dans la Section 3.2 (*Développement de réacteurs*), les tendances actuelles dans l'utilisation du combustible nucléaire sont caractérisées dans de nombreuses centrales par l'augmentation de la puissance de sortie du réacteur et du taux de combustion (burn-up) du combustible. L'augmentation de la puissance de sortie, l'augmentation du taux de combustion (burn-up), les changements de température et de densité du réfrigérant génèrent des difficultés particulières pour le combustible. De nouveaux phénomènes [par exemple, formation du « rim » (Matzke, 1997)] peuvent se produire ou l'effet de certains phénomènes (corrosion de la gaine, hydruration, etc.) peut devenir important alors qu'il était négligeable lorsque le taux de combustion (burn-up) était plus faible. De nouveaux matériaux combustibles et de nouvelles conceptions ont été développés et sont en cours de développement pour répondre aux exigences plus rigoureuses des centrales nucléaires modernes. Dans l'avenir, les réacteurs Génération IV exigeront de nouveaux types de combustible spécifiques.

Les recherches expérimentales doivent prendre en charge :

- l'évaluation du comportement du combustible dans les plages de taux de combustion (burn-up) élevées et très élevées ;
- les essais sur les nouveaux combustibles ;
- le développement de nouveaux modèles théoriques pour répondre à ces taux de combustion (burn-up) élevés et de nouveaux types de combustibles au moyen de benchmarking des données mesurées.

Alors que ces données expérimentales doivent couvrir intégralement le fonctionnement normal, une partie doit être centrée clairement sur les marges de sûreté pendant les accidents.

Les installations existantes – et en premier lieu les réacteurs de recherche avec des échantillons de combustible bien instrumentés – conviennent surtout pour la réalisation d'essais avec de nouveaux types de combustible. L'examen des combustibles après l'irradiation et les essais (essais mécaniques, corrosion, simulation d'accident, etc.) exigent des méthodes d'examen post-irradiatoire (PIE, *Post Irradiation Examination*) sophistiquées pour identifier le rôle des différents phénomènes et suivre les changements de structure. Les programmes expérimentaux devraient générer des informations clés pour la sûreté, les évaluations d'autorisations d'exploitation étendue du combustible et la dégradation des matières combustibles sous les

effets combinés de la chimie de l'eau (ou du caloporteur) et de l'environnement nucléaire. L'examen des nouveaux types de combustible devrait s'appuyer sur une comparaison avec les combustibles employés actuellement et s'attacher à indiquer les avantages des nouvelles conceptions en montrant leur applicabilité dans la plage requise de paramètres.

Les sections suivantes abordent les installations d'irradiation, la fabrication et le développement du combustible, les cellules chaudes et les autres laboratoires chauds, ainsi que l'examen post-irradiatoire. La question particulière de la séparation est traitée dans la Section 3.5.2.2. Les questions relatives aux matériaux proprement dits sont abordées dans la Section 3.6.

3.5.1.1 Installations d'irradiation

Dans le contexte du développement et des essais de combustible, le but des installations d'irradiation (en pratique, différents types de réacteurs de recherche) consiste à satisfaire les besoins résultant : i) du soutien aux différents types de réacteurs existants (connaissance des propriétés et du comportement des combustibles et des matériaux utilisés dans ces derniers) ; ii) du développement de nouveaux types de réacteurs. [NB Les exigences spéciales des systèmes pilotés par accélérateur sont traitées à part dans ce rapport ; voir la Section 3.4.]

Les installations d'irradiation pour le développement et les essais de combustible sont principalement des installations capables de fournir une combinaison des conditions nucléaires et opérationnelles semblables à celles que l'on rencontre dans les réacteurs existants ou futurs. Leur source de neutrons est la fission, mais les cœurs et les caractéristiques inhérentes de ces installations peuvent être relativement différents de ceux des réacteurs à simuler. L'éventail des différents types de réacteurs existants, leur évolution ainsi que les développements pour les divers types de nouveaux réacteurs nécessitent également une certaine spécialisation parmi les réacteurs de recherche. Il faut cependant accepter le fait que les conditions fournies pour le développement et les essais de combustible sont souvent un compromis. Le projet de Réacteur Jules Horowitz (JHR, *Jules Horowitz Reactor*) (CEA, 2008c ; EC, 2008a) est un développement particulier qui vise à soutenir les besoins des types de réacteurs de puissance existants et ceux des systèmes technologiques de l'avenir.

Les besoins et les attentes en matière d'installations d'irradiation dans le monde sont donc les suivants :

- i) *Prise en charge de tout le spectre des réacteurs nucléaires existants et envisagés.* La plupart des réacteurs nucléaires commerciaux en service sont modérés (avec de l'eau légère, de l'eau lourde ou du graphite) et ont donc un spectre de neutrons plus ou moins thermique. Cela vaut pour la majorité des réacteurs de recherche, mais certains d'entre eux ont également des cœurs à haute densité de puissance capables de générer un flux de neutrons rapide intense. Par conséquent, les types actuels de réacteurs à spectre thermique, incluant les réacteurs à eau légère (REL) (LWR), les réacteurs à eau lourde pressurisée (REL) (PHWR) et les réacteurs refroidis au gaz modérés au graphite peuvent être desservis correctement par les installations d'irradiation existantes, notamment :

- ATR, États-Unis (INL, 2007) ;
- BR2, Belgique (SCK•CEN, 2008) ;
- HANARO, Corée (KAERI, 2001) ;
- HBWR, Norvège (IFE, 2005 ; NEA, 2008bb) ;
- HFR, Pays-Bas (NRG, 2008) ;
- JMTR, Japon (JAEA, 2008f) ;
- OSIRIS, France (CEA, 2008d).

Toutes ces installations sont incluses dans la base de données RTFDB et représentent globalement une expérience considérable pour le développement et les essais de combustibles. Lorsqu'on envisage une fermeture définitive de ces réacteurs dans un avenir prévisible, les raisons invoquées associent généralement les coûts de fonctionnement, la remise à niveau et le vieillissement.

Bien que certains réacteurs de recherche actuels et planifiés soient capables de fournir, localement, un flux de neutrons rapides élevé, leur spectre neutronique naturel diffère de celui des réacteurs refroidis au métal, (les réacteurs prévus dans le contexte du développement de Génération IV, par exemple). Une certaine adaptation du flux peut être appliquée, mais il faudra finalement envisager des réacteurs de recherche spécialement conçus pour répondre à leurs besoins, y compris des prototypes de réacteurs sur lesquels viendront se greffer les systèmes auxiliaires requis pour les essais de combustibles et de matériaux.

- ii) *Prise en charge de différents types de fonctionnement et de transitoires.* Le mode de fonctionnement prédominant des réacteurs commerciaux actuels est, par nécessité et par définition, le « fonctionnement normal », qui inclut des séquences régulières de démarrage et d'arrêt, des changements de puissance modérés et un fonctionnement en régime permanent. Ces modes sont couverts par les réacteurs d'essai des matériaux (MTR, *Materials Test Reactors*) avec leurs caractéristiques inhérentes. Les changements rapides de puissance (rampe de puissance) sont gérés de différentes manières, en fonction des caractéristiques de conception des MTR, souvent en rapprochant la barre de combustible de la périphérie du cœur (en utilisant ainsi le gradient de flux de neutrons dans le réflecteur) ou en contrôlant localement le flux de neutrons (et donc la puissance d'essai des crayons) avec un absorbant neutronique (par exemple, ^3He). Les problèmes relatifs au fonctionnement normal sont décrits dans la Section 3.5.1.2 consacrée à la fabrication et au développement des combustibles.

Il existe des réacteurs de recherche spécialisés pour étudier le comportement du combustible pendant les accidents de réactivité (RIA, *reactivity insertion accidents*). Ces réacteurs peuvent générer une forte excursion de puissance en insérant rapidement une réactivité de plusieurs β . Depuis le début des années 1990, plusieurs programmes nationaux et internationaux ont été lancés pour étudier la réponse d'un combustible à taux de combustion (burn-up) élevé pendant les accidents de réactivité (RIA). Les principaux réacteurs concernés sont le réacteur français CABRI (CEA, 2008g), le réacteur japonais NSRR (JAEA, 2008h), le réacteur russe BGR (Bibilashvili, 2000) et le réacteur kazakh IGR (Asmolov, 1996).

Le programme NSRR RIA japonais est réalisé dans le Laboratoire de recherches sur la sûreté du combustible (*Fuel Safety Research Laboratory*) du Département de la recherche sur la sûreté des réacteurs (*Department of Reactor Safety Research*) de la JAEA. Ce programme poursuit les objectifs suivants :

- étudier le comportement des crayons de combustible irradiés dans les conditions RIA ;
- déterminer les seuils de rupture des crayons de combustible irradiés et clarifier les influences du taux de combustion (burn-up) du combustible ;
- clarifier le mode, le mécanisme et les conséquences d'une rupture des crayons de combustible irradiés ;
- vérifier la pertinence ou modifier les critères de sûreté précédemment définis pour le combustible à plus faible taux de combustion (burn-up).

Des objectifs similaires s'appliquent au Programme CABRI REP Na (boucle sodium) (Papin, 2007) lancé en 1992 par l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, (IPSN), mené en collaboration avec Électricité de France (EDF) et avec une participation de l'Autorité de sûreté nucléaire américaine (NRC, *Nuclear Regulatory Commission*). Un combustible UO_2 et un combustible MOX à taux de combustion élevé ont été étudiés (huit tests pour le combustible UO_2 et quatre pour le combustible MOX, avec des crayons principalement refabriqués à partir de combustible de REP (PWR).

Le réacteur NSRR est capable de fonctionner selon plusieurs modes impulsion. Cette caractéristique spéciale a été utilisée avec succès pour étudier le comportement d'un combustible à taux de combustion (burn-up) élevé lors d'oscillations de puissances causées par le *transitoire attendu sans arrêt d'urgence* (ATWS, *anticipated transient without scram*) (Nakamura, 2004).

Les conditions fournies par les réacteurs de recherche CABRI, NSRR et IGR/BIGR ne sont pas pleinement représentatives de celles qui prévalent dans les centrales nucléaires commerciales. Les principales différences incluent les éléments suivants :

- largeur d'impulsion (souvent, impulsion plus étroite) ;
- conditions du réfrigérant :
 - température (<100°C ou réacteur à eau légère) ;
 - pression (basse pression) ;
 - milieu de refroidissement (sodium ou eau) ;
 - débit (peut être stagnant).
- forme du flux (cœur de faible hauteur).

Certaines de ces caractéristiques contribuent au conservatisme des résultats. Par exemple, les impulsions qui sont plus étroites que celles calculées pour les réacteurs à eau légère (REL) (LWR) produisent un réchauffement plus adiabatique et par conséquent une plus grande charge sur le gainage. De même, les températures de réfrigérant inférieures rendent le matériau de gainage moins ductile, ce qui augmente les risques de rupture. Il reste cependant des questions concernant la « crise d'ébullition » (DNB, *Departure from Nucleate Boiling*) sur les ruptures de gaine, l'influence de la pression interne des crayons et la possibilité d'interactions combustible-réfrigérant après une rupture. L'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN) (successeur de l'IPSN) a donc décidé de remplacer la boucle sodium du réacteur CABRI par une boucle à eau pressurisée (PWL, *Pressurised Water Loop*) et de proposer le Programme international CABRI (CIP, *CABRI International Programme*) à l'industrie nucléaire et aux organismes de réglementation.

Les essais portant sur les accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) (ou LOCA, *Loss of Coolant Accident*) sont réalisés principalement dans les installations de laboratoires chauds (essais de compression sur anneau, oxydation double-faces dans un environnement vapeur) et seulement de manière très limitée dans les installations d'irradiation. Aujourd'hui, le Projet de réacteur Halden de l'OCDE réalise des essais en pile sur le comportement du combustible dans des conditions d'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) (LOCA), où la chaleur résiduelle est simulée par un faible niveau de puissance nucléaire. Le principal objectif consiste à observer le comportement général du combustible dans les conditions prévues et obligatoires, y compris l'ampleur et l'effet du déplacement du combustible dans le volume du « ballonnement » de la gaine.

Les essais groupés APRP (LOCA) sont très exigeants tant sur le plan des coûts que sur celui de l'exécution des expériences.

Des essais APRP (LOCA) dans le réacteur du combustible VVER ont été réalisés sur le réacteur russe MIR avec des crayons de combustible frais et irradié provenant de réacteurs de puissance (Goryachev, 1997, 2005).

Le flux de neutrons intense de LOHENGRIN permet de réaliser des essais dans le réacteur sur des cibles d'actinides fines subissant des dommages d'irradiation extrêmement élevés (de l'ordre de 50 dpa/jour). Les effets de la diffusion dans le support et de l'auto-pulvérisation (accélérée par l'irradiation), etc., sont surveillés via les spectres énergétiques des produits de fission, tandis que la température des cibles nucléaires chauffées est mesurée à l'aide d'un pyromètre à infrarouge. Ce système a été appliqué pour étudier la diffusion accélérée par la fission de l'uranium dans le zirconium et la zircone (Bérend, 2005).

Bien qu'elle ne soit pas en service actuellement, un possible redémarrage de l'installation TREAT (*Transient Reactor Test Facility*) (ANL, 2008a) au Laboratoire national d'Idaho est envisagé. TREAT possède des capacités uniques pour évaluer les combustibles des réacteurs et les matériaux de structure dans des conditions simulant divers types d'excursions nucléaires dans le cœur et de situations transitoires de surfusion. Dans le passé, TREAT s'est révélé particulièrement utile dans le développement de combustibles et de matériaux pour réacteurs rapides à haute température.

3.5.1.2 Fabrication et développement des combustibles

Les améliorations dans la fabrication et la conception des combustibles à eau légère (REL) (LWR) ont, depuis de nombreuses années, permis aux exploitants de réduire les coûts de fonctionnement, tout en maintenant des marges de fiabilité et de sûreté élevées. L'attention est portée aux économies de coûts avec le développement de produits améliorés et d'un meilleur rapport coût-efficacité, capables de fonctionner à des valeurs nominales supérieures et d'atteindre des taux de combustion (burn-up) plus élevés, ce qui réduit les exigences en matière de temps d'arrêt, et de manipulations/élimination des déchets.

Des combustibles sont également développés pour les réacteurs de la prochaine génération, bien que de façon plus limitée. Ici, les considérations ne sont pas seulement liées aux performances dans le cœur, mais également au cycle du combustible dans son ensemble, y compris les mesures pour une résistance à la prolifération renforcée. De tels développements sont le domaine naturel des réacteurs de recherche.

Un premier objectif du développement de combustible pour réacteur à eau légère (REL) (LWR) est une fiabilité accrue du combustible, considérée par de nombreux exploitants nucléaires comme la caractéristique la plus importante. Bien que zéro défaillance soit l'objectif final, un crayon de combustible défectueux sur un million de crayons irradiés est considéré comme un objectif réalisable. La cause principale des défaillances est liée à la présence de débris dans le cœur du réacteur après un arrêt pour maintenance. Des défaillances dues à l'interaction pastille-gaine (PCI, *pellet-clad interaction*) continuent de se produire, suite, par exemple, aux mouvements des barres de commande. L'expérience montre qu'une petite défaillance primaire (piqûre ou fissure) peut provoquer le développement d'une défaillance secondaire importante loin de la première, conduisant au relâchement de quantités importantes de produits radioactifs dans le système primaire du réacteur.

Les améliorations apportées aux conceptions des combustibles résolvent un certain nombre de problèmes de fiabilité du combustible. Exemples pour les réacteurs à eau pressurisée (REP) (PWR) : déformation du faisceau, corrosion de la gaine et vibrations; et pour les réacteurs à eau bouillante (REB) (BWR) : phénomène de corrosion de la gaine causé par les modifications de la chimie de l'eau primaire. Des programmes liés de réacteurs de recherche et de tests d'assemblage (LTA, *Lead Test Assembly*) se poursuivront et resteront nécessaires dans l'avenir.

L'augmentation du taux de combustion (burn-up) est un moyen d'améliorer l'utilisation du combustible et de réduire les coûts de l'aval du cycle du combustible, lesquels peuvent correspondre à une portion considérable des coûts totaux du cycle du combustible. Pour qu'une irradiation prolongée soit possible, un certain nombre de modifications ont été et sont encore apportées au combustible UO_2 standard. Ces modifications doivent être entièrement prises en compte dans les programmes d'essais des réacteurs de recherche afin d'établir la base de données indispensable pour les évaluations de sûreté. Les exemples incluent l'impact des poisons consommables (Gd, Er) sur le comportement du combustible, les additifs pour influencer sur la taille de grain et, par conséquent, sur le relâchement de gaz de fission, ainsi que sur les propriétés mécaniques, la densification et le gonflement, la formation de structures à fort taux de combustion (burn-up), la liaison combustible-gaine, etc. Des travaux sont également entrepris pour atteindre la parité du combustible MOX avec le combustible UO_2 .

Un taux de combustion (burn-up) de décharge supérieur implique un temps de séjour dans le réacteur plus long ; des matériaux de gainage améliorés ont donc été développés et sont également examinés dans des études utilisant des réacteurs de recherche.

L'utilisation améliorée du combustible est prise en charge par des modèles de chargement du cœur à faible fuite où les assemblages les plus brûlés sont chargés à la périphérie et le combustible neuf dans les zones plus centrales du cœur. Pour cette raison, et également à cause des taux d'enrichissement supérieurs, le combustible doit initialement supporter une puissance supérieure, ce qui nécessite une amélioration du taux de puissance critique (dans les réacteurs à eau bouillante, REB/BWR) et une amélioration de la performance vis-à-vis de la crise d'ébullition (dans les réacteurs à eau pressurisée, REP/PWR). Des améliorations considérables ont été réalisées et sont en cours, et le pic de puissance admissible est plutôt limité par les critères d'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) (LOCA).

La souplesse opérationnelle, c'est-à-dire la capacité à répondre à la demande en électricité du réseau sera aussi de plus en plus exigée des centrales nucléaires, sur un marché dérégulé et avec un réseau électrique où une portion croissante de l'énergie proviendra de sources éoliennes et

photovoltaïques, dont la production est moins prévisible. Cela nécessite des combustibles capables de résister à de brusques changements de puissance et aux charges mécaniques et chimiques qui s'ensuivent. D'autres développements sont indispensables pour renforcer la souplesse de production.

Les éléments évoqués plus haut bénéficient des programmes expérimentaux réalisés dans les réacteurs de recherche, qui étudient les indicateurs de performances tels que la température du combustible, le relâchement de gaz de fission, la densification et le gonflement du combustible, et l'interaction pastille-gaine (mécanique) (PCMI, *pellet-clad mechanical interaction*) qui se traduisent par des variations de longueur axiale et de diamètre. Les études des effets séparés et du comportement intégral concernent :

- les performances thermiques et la dégradation de la conductivité thermique du combustible avec un taux de combustion croissant ;
- l'interaction pastille-gaine due au gonflement du combustible et au plaquage de la pastille sur la gaine ;
- le relâchement de gaz de fission pour différents types de combustibles (standard UO_2 , UO_2 avec additifs, combustible comportant du Gd, combustible MOX) et son influence sur les performances thermiques et la pression dans les crayons ;
- les propriétés de fluage du gainage pour toute la plage d'exposition ;
- la réponse du fluage du gainage aux contraintes de compression et de tension ;
- les limites admissibles de pression interne des crayons combustibles ;
- la corrosion du gainage et l'absorption d'hydrogène.

L'instrumentation en pile est essentielle pour les études des performances des combustibles car elle fournit un aperçu direct des phénomènes pendant qu'ils ont lieu et des corrélations croisées entre les phénomènes liés. Par exemple, dans les expériences conduites dans le réacteur à eau bouillante de Halden (*Halden HBWR*) (IFE, 2005 ; AEN, 2008bb), les crayons de combustible sont généralement instrumentés avec des thermocouples dans le combustible, des capteurs de pression pour l'évaluation du relâchement des gaz de fission, des capteurs d'allongement des colonnes de combustible pour mesurer la densification et le gonflement, et des capteurs d'allongement des gaines pour l'interaction axiale pastille-gaine (PCMI).

Afin de fournir les conditions thermohydrauliques correctes, des systèmes à boucle REB (BWR), REP (PWR), VVER et CANDU sont installés dans un certain nombre de réacteurs de recherche. Ils peuvent également être employés pour étudier l'effet des différentes propriétés chimiques de l'eau de refroidissement sur le comportement du gainage et des matériaux.

Le développement et les essais de combustible pour les réacteurs à haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTGR) ont leurs propres exigences spéciales. Le rapport SFEAR (AEN, 2007d) recommande que la collaboration internationale soit « fortement encouragée, étant donnée l'importance des performances du combustible pour la sûreté des réacteurs à haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTGR), les longs délais de mise en œuvre et le coût des essais de combustible ».

Pratiquement tous les essais d'irradiation réalisés dans le monde (dans le passé et actuellement) sur les particules combustibles enrobées (CFP, *coated fuel particles*) de type TRISO incluent des irradiations accélérées dans les réacteurs d'essai de matériaux (MTR). Malgré une expérience opérationnelle à grande échelle menée avec ces combustibles dans des centrales telles que Peach Bottom et Fort St. Vrain (États-Unis), Dragon (EURATOM/UK) et l'AVR en Allemagne, des irradiations accélérées dans les réacteurs d'essai de matériaux (MTR) ont également été nécessaires pour les essais de simulation d'accident en vue de qualifier le combustible. Puisque le comportement des particules combustibles enrobées (CFP, *coated fuel particles*), les défaillances et le rejet de produits de fission sont encore imparfaitement compris, des essais thermiques de simulation d'accident après des irradiations en temps réel des combustibles en réacteurs d'essai de matériaux (MTR) ou en réacteurs de puissance sont requis pour résoudre les problèmes. Cela vaut aussi pour les événements de réactivité impliquant un important dépôt d'énergie dans le combustible sur un intervalle très court (< 1 s). Quelques essais limités ont été réalisés au Japon dans le cadre de l'octroi d'autorisation du HTTR (JAEA, 2008c) pour un accident supposé d'éjection de barre de commande. D'autres expériences d'irradiation du combustible

impliquant de tels événements d'insertion de réactivité sont nécessaires pour comprendre les marges de défaillance. Des réacteurs d'essai capables de tester le combustible des RHTRG) (HTGR) dans des conditions de régime stabilisé et transitoires sont donc essentiels pour que les performances du combustible puissent être établies.

Le combustible à matrice inerte (IMF, *inert matrix fuel*), dans lequel le plutonium est noyé dans une matrice sans uranium, mérite également d'être mentionné ; il permet au plutonium de brûler sans engendrer à nouveau du plutonium par capture des neutrons dans ^{238}U ; d'où une consommation de plutonium plus efficace qu'avec un combustible d'oxydes mixtes (MOX, *mixed-oxide fuel*). Le combustible IMF est actuellement testé dans le réacteur Halden (Hellwig, 2003).

Comme cela a été indiqué dans une autre partie du présent rapport, les réacteurs Génération IV sont prévus pour brûler les actinides mineurs (MA) générés dans les réacteurs thermiques. Les nouveaux réacteurs rapides seront alimentés avec des combustibles spéciaux comportant des actinides mineurs (MA) qui devraient répondre aux objectifs de Génération IV, tels qu'ils sont identifiés dans la Feuille de route du GIF (*GIF Roadmap*) :

- possibilité de fonctionner avec un cœur à spectre rapide et taux de conversion élevé pour optimiser l'utilisation des ressources ;
- capacité de consommation efficace et presque complète des éléments transuraniens en tant que composants du combustible ;
- haut niveau de sûreté obtenu grâce au recours à des solutions innovantes et fiables, y compris des mesures de sûreté passive ;
- amélioration sur le plan économique grâce à l'emploi de combustibles à taux de combustion (burn-up) élevé, aux avantages liés au cycle du combustible (le stockage par exemple), à la réduction des coûts d'investissement et des coûts d'exploitation de la centrale.

Les concepts de réacteur actuels décrivent différentes conceptions de combustible comportant des actinides mineurs (MA) avec des matrices céramique (carbures, oxydes et nitrures) et métalliques. Les matériaux de gainage incluent l'acier renforcé par dispersion d'oxydes (ODS, *oxide dispersion strengthened*) et le SiC pour ce qui concerne les aiguilles combustibles et les matrices en céramique (SiC, ZrC, TiN, etc.) pour les combustibles en dispersion sous forme de plaque ou de bloc (Babelot, 2006 ; Mitchell, 2006). Des essais sur un combustible métallique comportant des actinides mineurs (MA) ont déjà été réalisés à l'ANL (Meyer, 2002) et des essais d'irradiation sur des aiguilles de combustible oxyde sont planifiés (Babelot, 2006) dans les réacteurs Phénix (CEA, 2008e), JOYO (JAEA, 2008e), BOR-60 (RIAR, 2008) et HFR (NRG, 2008). Après avoir sélectionné les types de combustible potentiels et résolu les problèmes de fabrication de combustible comportant des actinides mineurs (MA) (voir Section 3.5.2.2), l'étude expérimentale du combustible à taux de combustion (burn-up) élevé devrait être effectuée dans des réacteurs d'essai avec des spectres de neutrons rapides. Les essais sur les combustibles devraient atteindre des taux de combustion (burn-up) très élevés (250 GWd/tU), les différents mécanismes conduisant à la perte d'intégrité de la gaine devraient être examinés dans des conditions de régime stabilisé et transitoires, et les problèmes de re-criticité potentiels devraient être analysés.

Il est utile de mentionner à ce stade la base de données des expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE, *International Fuel Performance Experiments*) (AEN, 2008oo). Le but du projet est de fournir une base de données complète et bien qualifiée sur le combustible UO_2 avec gaine en zirconium pour le développement des modèles et la validation des codes. Ce travail est effectué dans le cadre d'une coopération et d'une coordination étroites entre l'OCDE/AEN, l'AIEA et le Projet de réacteur IFE/OCE/Halden (*IFE/OECD/Halden Reactor Project*). Pour des informations plus détaillées, voir la Section 4.5.3.

3.5.1.3 Cellules chaudes

Les cellules chaudes sont les outils/l'équipement de base pour l'examen des matériaux irradiés, y compris du combustible. Certaines cellules chaudes sont capables d'accueillir des crayons de combustible entiers provenant de centrales nucléaires ou, parfois, des assemblages de combustible, et peuvent fournir des informations principales sur l'état du combustible irradié, alors que d'autres installations ne peuvent traiter que des crayons de combustible courtes provenant de réacteurs d'essai.

Les cellules chaudes sont équipées d'instruments spéciaux pour :

- l'étude/examen des matériaux irradiés (par exemple, MEB) ;
- la réalisation d'expériences (par exemple, d'essais mécaniques) avec du combustible irradié.

Le projet HOTLAB du 6^e programme cadre de l'UE a donné naissance à une base de données (SCK•CEN, 2008c). La base de données est hébergée par le SCK•CEN en Belgique et propose un accès libre à des informations sur 25 installations. Les informations disponibles incluent les coordonnées de chaque site avec des renseignements sur les techniques spécifiques disponibles, par exemple, le taux de combustion (burn-up), les essais d'étanchéité, le percement des crayons, la radiographie neutronique, pour n'en nommer que quelques unes.

Toutes les installations répertoriées dans cette base de données HOTLAB sont incluses dans la base de données RTFDB. Toutefois, pour des renseignements complets sur les différents sites, le lecteur est renvoyé aux informations plus exhaustives disponibles via (SCK•CEN, 2008c).

Le but du programme est de partager des informations et d'encourager la coopération entre les partenaires du projet HOTLAB et une communauté plus large pour soutenir les objectifs en matière de sûreté nucléaire et de gestion des déchets.

La base de données HOTLAB est limitée à des attributions européennes spécifiques ; bien que relativement vaste, elle cherche à obtenir d'autres informations de laboratoires européens extérieurs au projet HOTLAB afin d'étendre sa couverture.

Le Projet HOTLAB a donné lieu à un rapport sur la situation et les besoins actuels en matière de cellules chaudes (« *Present Hot Cell Situation and Needs* ») (CE, 2005). En ce qui concerne la situation présente, il conclut que le travail en cours couvre un large éventail d'activités de soutien à l'exploitation sûre et économique des centrales nucléaires et quelques mesures pour les nouveaux systèmes de réacteurs. L'accent est mis sur les questions concernant : i) le cycle du combustible ; ii) l'évaluation de la durée de vie des composants de la structure du cœur.

Le rapport constate une réduction importante du nombre total de laboratoires de cellules chaudes en Europe dans la période récente, mais observe que beaucoup indiquent des niveaux élevés d'utilisation des techniques analytiques de base, d'où une capacité limitée à absorber une augmentation significative de la demande.

Pour le court terme, le rapport conclut que les travaux en cours se poursuivront afin de réaliser des améliorations dans la sûreté et l'économie des réacteurs actuels.

À plus long terme, le rapport considère que la situation dépend dans une large mesure des recherches consacrées aux nouveaux systèmes de réacteurs. Il note cependant que la plupart des futurs programmes seront probablement organisés sur une base mondiale, avec les implications techniques et politiques qui en découlent.

L'AIEA dispose également d'une base de données sur les installations post-irradiation dans son lot de systèmes intégrés d'informations sur le cycle du combustible nucléaire (INFCIS, *Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems*) (AIEA, 2007a), qui inclut également des informations sur :

- le système d'informations sur le cycle du combustible nucléaire (NFCIS, *Nuclear Fuel Cycle Information System*) ;
- la base de données de la répartition de gisements d'uranium dans le monde (UDEPO, *World Distribution of Uranium Deposits Database*) ;
- le système de simulation du cycle du combustible nucléaire (VISTA, *Nuclear Fuel Cycle Simulation System*) ;
- la base de données des propriétés des actinides mineurs (*Minor Actinide Property Database*).

La base de données des installations dédiées aux examens post-irradiatoires (PIE, *Post Irradiation Examination*) intégrée à INFCIS est dérivée d'un catalogue mondial de ces installations publié par l'AEIA dans les années 1990. Elle inclut un vue d'ensemble complète des principales caractéristiques des cellules chaudes et de leurs capacités en matière d'examen post-irradiatoires (PIE). Pour un complément d'informations, voir la Section 3.5.1.4.

La base de données NFCIS inclut une autre catégorie « commerciale », mais il est peu probable qu'elle présente des intérêts pour la recherche ; les 501 installations répertoriées n'ont pas été examinées pour être incluses dans la base de données RTFDB.

Un projet en cours d'élaboration vise à fusionner la base de données européenne HOTLAB dans la base de données PIE/NFCIS de l'AIEA afin de produire une nouvelle version aussi complète que possible. En même temps, on peut remarquer que le congrès annuel HOTLAB, dont l'envergure ne dépassait pas les frontières de l'Europe, s'est ouvert depuis 2007 à des participants du monde entier. En résumé, une bonne coordination s'est mise en place entre l'AIEA et le projet HOTLAB dans le but de tirer le meilleur parti des synergies entre leurs activités autrefois indépendantes.

3.5.1.4 Examen post-irradiatoire (PIE, Post Irradiation Examination)

Comme indiqué précédemment, la base de données INFCIS de l'AIEA (AIEA, 2007a) inclut des informations sur les installations d'examen post-irradiatoire ; 31 installations sont répertoriées en septembre 2008. De même, le projet et la base de données HOTLAB de l'UE (SCK•CEN, 2008c) ont été mentionnés plus haut (voir la Section 3.5.1.3). Un grand nombre d'installations répertoriées dans cette base de données sont en fait destinées aux examens post-irradiatoires (PIE, *Post Irradiation Examination*) et les informations détaillées des installations fournissent des renseignements sur les techniques spécifiques disponibles : taux de combustion (burn-up), essai d'étanchéité, percement des crayons, radiographie neutronique, etc.

Le rapport du projet EU HOTLAB (CE, 2005) contient un examen détaillé des objectifs et des techniques actuelles employées en matière d'examen post-irradiatoire (PIE, *Post Irradiation Examination*), du point de vue européen. Pour le combustible proprement dit, ceci inclut : i) la surveillance post-opérationnelle (relâchement de gaz de fission, propriétés thermiques, etc.) ; ii) analyse des accidents d'insertion de réactivité (RIA), essais APRP (LOCA), etc. (AEN, 2007d) ; iii) examens du combustible défectueux ; iv) développement de combustibles MOX et d'autres combustibles avancés ; v) refabrication des crayons irradiés. Pour tester les matériaux de gaine irradiés et le combustible, les propriétés mécaniques et le relâchement des produits de fission sont des domaines de travail évidents.

Comme le rapport du projet HOTLAB l'indique, dans l'avenir, les nouveaux combustibles (par exemple, les pastilles de combustible dopé) et les revêtements devraient être testés dans des expériences à effets séparés : accidents de réactivité (RIA), accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) (LOCA), comportement transitoire du relâchement de gaz de fission, interaction pastille-gaine (PCI), etc. Ces expériences seront réalisées hors pile, car cela est moins coûteux que les essais intégraux effectués dans le réacteur. Ces essais à effets séparés pourront être utilisés pour faciliter la sélection des meilleurs matériaux candidats.

En outre, les nouveaux systèmes tels que les systèmes pilotés par accélérateur (ADS), les nouveaux concepts de réacteurs comme ceux envisagés pour Génération IV et les programmes tels que GNEP imposeront de nouvelles exigences quant aux techniques et aux installations d'examens post-irradiatoires (PIE, *Post Irradiation Examination*). Les développements dans la communauté de la fusion nécessitant l'analyse des matériaux face au plasma et du divertor tels que le béryllium, le tungstène, le carbone renforcé par du carbone et les alliages de cuivre peuvent avoir un impact sur l'utilisation pour les besoins de l'énergie de fission d'une ressource PIE limitée.

Bien que l'intérêt se porte naturellement vers les nouveaux développements, il faut noter que la fermeture des réacteurs qui atteignent la fin de leur vie commerciale permettra également d'analyser de véritables composants irradiés pour valider les techniques de prévision de la durée de vie.

L'AEN a récemment mis en place un Groupe d'experts sur les données des essais sur le combustible nucléaire usé (*Expert Group on Assay Data for Spent Nuclear Fuel*) (AEN, 2008j). Ce groupe d'experts de l'AEN a été mis en place pour poursuivre deux activités en parallèle : mettre à jour la base de données de composition isotopique du combustible usé de l'AEN (SFCOMPO) (AEN, 2008tt) et rédiger un rapport sur « l'état de l'art » concernant les données issues des essais sur le combustible nucléaire usé. Les principales attributions du groupe d'experts sont les suivantes :

- analyser la base de données SFCOMPO afin d'évaluer la situation actuelle et le besoin de nouvelles données expérimentales ;

- collecter de nouvelles données sur la composition isotropique à partir des examens post-irradiatoires (PIE, *Post Irradiation Examination*) et les intégrer avec les historiques/données de fonctionnement associés à la base de données SFCOMPO. Le groupe d'experts révisera le format de la base de données SFCOMPO ;
- archiver les rapports originaux sur toutes les données PIE incluses dans la base de données SFCOMPO et ajouter les références utilisées dans le développement initial des données.

Pour un complément d'informations sur les objectifs et les activités du groupe d'experts, y compris les communications faites lors d'une séance spéciale à la 8^e Conférence internationale sur la sûreté criticité nucléaire (8th *International Conference on Nuclear Criticality Safety*) organisée du 28 mai au 1^{er} juin 2007, à Saint-Petersbourg (Russie) (AEN, 2008i), se reporter aux pages réservées au groupe d'experts sur le site Web de l'AEN (2008j).

3.5.2 Chimie du cycle du combustible

Le développement de l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire jusqu'à un niveau correspondant à environ 15 % de la production totale d'électricité dans le monde a été attribué aux performances sûres et efficaces non seulement des centrales nucléaires, mais également des installations du cycle du combustible. En général, la chimie du cycle du combustible prend en charge un large éventail d'activités de recherche.

Dans l'amont du cycle, les résidus du traitement de l'uranium reçoivent davantage d'attention, car ils représentent un risque potentiel sur la santé et la sûreté du public (US NRC, 2006). Il serait possible de minimiser le coût total du cycle du combustible, y compris le traitement des déchets, en employant des procédés de récupération et de purification de l'uranium plus efficaces, qui exigeraient moins d'additifs chimiques et empêcheraient la libération dans l'environnement des métaux lourds nuisibles présents dans les minerais.

Dans le cadre du CSN de l'AEN (AEN NSC), les sujets importants dans ce domaine sont les suivants :

- technologies de recyclage de l'uranium (U), du plutonium (Pu) et des actinides mineurs (MA), qui sont principalement Np, Am et Cm – et intérêt actuel pour U et Pu ;
- développement de MOX ; la fabrication du combustible, en particulier, est essentielle ;
- le retraitement, y compris la séparation, est également important pour la prise en charge du recyclage ;
- des technologies de traitement des déchets correspondant à de nouveaux scénarios et modèles de recyclage devront également être développés (céramique comme alternative au verre, etc.).

3.5.2.1 Retraitement et fabrication de MOX

Les opérations de retraitement sont une partie centrale du cycle du combustible fermé et elles ont été utilisées jusqu'à présent dans le but de :

- i) maximiser l'utilisation de l'énergie nucléaire provenant de l'uranium en recyclant l'uranium fissile et en récupérant/réutilisant le plutonium, par exemple, dans les combustibles MOX ;
- ii) minimiser le volume des déchets de haute activité (HLW, *high-level waste*) en les solidifiant dans une forme de colis de déchets (par exemple, vitrification pour l'entreposage de longue durée ou le stockage dans un dépôt géologique.

[NB La maturité technologique/sociétale actuelle montre cependant que seule une petite fraction (environ 10 à 15 %) du Pu produit dans les réacteurs de puissance du monde entier est réutilisée comme combustible MOX pour la production d'électricité.]

Comme cela a été décrit dans la Section 3.5.1.2, *Fabrication et développement des combustibles*, un taux de combustion (burn-up) élevé est un élément important à court terme pour améliorer l'utilisation du combustible. Une poudre de MOX est produite par le mélange mécanique d'UO₂ et de PuO₂ ou par le traitement de solutions mixtes de nitrates d'U-Pu. Dans la mesure où une particule de

PuO_2 localisée dans le combustible MOX entraîne la formation d'un point chaud indésirable pendant le fonctionnement en réacteur, un mélange plus homogène d'U et de Pu à l'échelle atomique est souhaitable pour obtenir un taux de combustion (burn-up) supérieur. Récemment, le CEA a mis au point un procédé innovant de co-conversion basé sur la coprécipitation d'oxalates mixtes d'U(IV)-Pu(III), qui est l'une des principales opérations dans le procédé CEA-AREVA NC COEX™ (Grandjean, 2007). Le site cristallographique mixte An(IV)-An(III) est responsable de la répartition homogène des actinides dans les co-précipités. Par rapport au mélange mécanique, il a l'avantage de produire un résultat plus homogène. Des études approfondies pour mettre en œuvre le procédé lorsque les actinides mineurs (MA) sont impliqués ont été réalisées dans le complexe de recherche ATALANTE (CEA, 2008).

Comparé à l'amélioration du combustible oxyde U-Pu, le développement de combustible comportant des actinides mineurs (oxydes U-Pu-MA, par exemple) est un objectif à long terme. En Europe, des crayons et des cibles expérimentales comportant des actinides mineurs (MA) peuvent être fabriquées dans le laboratoire d'actinides mineurs de l'ITU (ITU, 2008a), dans le complexe ATALANTE (CEA, 2008) et à Petten. Le LEFCA du CEA à Cadarache possède lui aussi la capacité de traiter des quantités limitées d'actinides mineurs (MA) [pour plus d'informations sur LEFCA, voir le rapport HOTLAB (CE, 2005)]. Au Japon, la JAEA a développé un combustible oxyde impliquant des actinides mineurs dans l'installation Alpha Gamma (AGF, *Alpha Gamma Facility*) (JAEA, n.d.). Aux États-Unis, dans les années 1980, le Laboratoire national d'Oak Ridge (ORNL, *Oak Ridge National Laboratory*) a mis au point le procédé de dénitruration directe modifiée (MDD, *Modified Direct Denitration*) pour produire de la poudre de MOX à partir de solutions de nitrates d'U-Pu cotraités et il l'a récemment réexaminé à l'échelle boîte à gant pour la co-conversion d'un mélange de nitrate d'actinides en solution (Walker, 2007).

Au sujet du retraitement du MOX, le premier retraitement de combustible MOX usé (Pu 4 %, 35 GWd/t) a été réalisé en France sur une plus grande échelle (10 t) à l'aide d'un procédé continu dans l'usine de La Hague, en 2004. Le principal problème, à savoir la dissolution complète de PuO_2 , a été résolu. Aujourd'hui, cependant, la politique générale consiste à ne pas retraiter le combustible MOX usé, mais à le stocker et attendre les développements du cycle du combustible liés aux conceptions de réacteur Génération IV (WNA, 2008).

3.5.2.2 Séparation et technologies requises

Les inquiétudes de plus en plus grandes à propos de la détérioration de l'environnement global et du risque de prolifération nucléaire aboutissent à des exigences supplémentaires pour une utilisation durable de l'énergie nucléaire. Répondant à ces exigences contemporaines, la séparation et transmutation (P&T, *partitioning and transmutation*) est une option de gestion des déchets nucléaires, complémentaire des stockages géologiques, actuellement étudié dans des pays membres ou non de l'OCDE. Au sein de l'OCDE, la France, le Japon, la Corée, les États-Unis et d'autres pays européens mènent des travaux de R&D sur la séparation et la transmutation (P&T) sous l'égide de GNEP, de Génération IV et des programmes cadres de recherche EURATOM. [NB La transmutation est abordée dans la Section 3.4.]

Dans un procédé de séparation, la plupart des : i) transuraniens (TRU : Np, Pu, Am, Cm) ; ii) produits de fission à vie longue (LLFP : ^{129}I et ^{99}Tc) ; iii) nucléides générant de la chaleur (^{90}Sr et ^{137}Cs) sont séparés au moyen d'un procédé chimique en plus d'U. Pendant les 300 premières années suivant le déchargement du combustible UOX usé d'un réacteur, la charge thermique des déchets de haute activité (HLW, *high-level waste*) sur le stockage réside principalement dans le ^{90}Sr et le ^{137}Cs , ce qui limite les conditions de conception du stockage. En conséquence, l'élimination de ces nucléides générant de la chaleur des déchets de haute activité (HLW) permet d'assouplir les spécifications pour un dépôt. Après une période de 300 à 500, la radiotoxicité des déchets de haute activité (HLW) est dominée par les actinides mineurs (MA) (Np, Am, Cm) ; alors qu'après plus de 200 000 ans, le seuil de radiotoxicité du minerai d'uranium est atteint et on considère que l'impact potentiel sur l'environnement est nul. Ainsi l'élimination de tous les actinides mineurs (MA) des déchets de haute activité (HLW) réduirait considérablement la radiotoxicité à long terme des déchets et la ferait baisser à un niveau inférieur à celle du minerai d'uranium d'origine après environ 3 000 ans.

Une question particulière concerne le curium, qui est un actinide mineur, avec Np et Am. Parmi les isotopes de Cm générés par la capture des neutrons dans les réacteurs nucléaires, le plus abondant est, de loin, le ^{244}Cm (période : 18 ans), qui représente 92,6 % du curium dans le combustible UOX, avec

un taux de combustion (burn-up) de 33 GWd/t (Sénat, 2008). Au cours des 300 premières années suivant le déchargement du combustible usé d'un réacteur, le ^{244}Cm est également présent, ainsi que le ^{137}Cs et le ^{90}Sr ; bien que son importance soit comparable à celle d'un puissant émetteur de rayons α et de neutrons. La présence de Cm dans les installations dédiées aux combustibles nucléaires chargés en actinides mineurs (MA) aurait donc un impact important sur la radioprotection. Une solution alternative pourrait être de séparer Cm et de le stocker pendant des décennies afin d'attendre que le ^{244}Cm décroisse en ^{240}Pu .

Pendant les deux dernières décennies, un travail scientifique et technique considérable a été consacré au développement de procédés de séparation par le biais de projets nationaux et internationaux : France [SPIN (Salvatores, 1995)], Japon [OMEGA (Mukaiyama, 1999 ; Minato, 2007)], États-Unis [AFCI (US DOE, 2008)], GNEP (2008), coopérations bilatérales et programmes cadres EURATOM [NEWPART (Madic, 2000), PARTNEW (CORDIS, 2008a), EUROPART (CEA, 2008a), CALIXPART (CORDIS, 2008), PYROREP (CORDIS, 2008b)]. Des progrès considérables ont été réalisés sur les plans scientifique et technique. [NB *Un complément d'informations sur EUROPART est proposé plus loin dans cette section.*] En Europe, le dernier programme de R&D lié aux études sur la séparation vient de commencer sous l'égide du 7^e programme cadre de l'UE (FP7) (CORDIS, 2008d).

Dans une stratégie de séparation, la séparation des actinides mineurs (MA) (ou des transuraniens – TRU) est une étape très importante. Parmi les éléments présents dans les actinides mineurs (MA), il est possible de séparer le Np dans un procédé Purex modifié en contrôlant les conditions du procédé. Récemment, une séparation finement contrôlée du Np a été démontrée à une échelle laboratoire dans l'installation ATALANTE (CEA, 2008) avec un véritable combustible usé.

La séparation d'Am et de Cm est une tâche beaucoup plus difficile, car elle nécessite une discrimination entre Am/Cm et les lanthanides (Ln), dont les propriétés chimiques sont très proches, mais qui sont présents dans des quantités plus de 20 fois supérieures. Des recherches approfondies ont été menées sur les méthodes de séparation des actinides mineurs (MA) basées sur des procédés hydrométallurgiques et pyrométallurgiques.

Concernant les procédés hydrométallurgiques, les procédés de séparation pour les transuraniens (TRU), par exemple, DIAMEX (France), TRUEX (États-Unis, Japon), DIDPA et TODGA (Japon) et TRPO (Chine) ont été développés et testés dans les laboratoires « chauds » appropriés. Étant donné que ces procédés séparent les transuraniens (TRU) et lanthanides (Ln) ensemble du reste des produits de fission, une étape supplémentaire est nécessaire pour isoler le groupe Am-Cm des Ln. Plusieurs techniques ont été proposées et testées sur des flux de traitement hautement actifs utilisant des solvants d'extraction sélectifs (Cyanex 301, C5-BTBP, etc.) ou la technique Talspeak avec des réactifs conventionnels (HDEHP-DTPA). L'inconvénient majeur de ces méthodes est la dégradation des solvants organiques d'extraction et des réactifs causée par la radiolyse et l'hydrolyse. Les irradiateurs gamma restent des outils indispensables pour étudier la stabilité par rapport à la radiolyse. Le *Module Avancé de Radiolyse dans les Cycle d'Extraction-Lavages* (MARCEL) du site CEA Marcoule fournit un champ d'irradiation gamma unique qui simule les conditions de fonctionnement d'une usine de retraitement (par exemple, un écoulement d'émulsion aqueuse/organique). La JAEA a étudié la radiolyse des solvants d'extraction amides en utilisant l'installation ^{60}Co ordinaire de son site de Takasaki (Sugo, 2007).

Concernant les procédés pyrochimiques, dans la mesure où les combustibles (ou les matériaux cibles pour la transmutation par des réacteurs rapides ou des systèmes pilotés par accélérateur) prennent différentes formes – oxyde, métal, nitrure, carbure ou fluorure, etc. –, une série de techniques pyrochimiques ont été étudiées. Exemples : la méthode de volatilité du fluorure classique, diverses méthodes utilisant des sels fondus pour les combustibles métalliques, dissolution et précipitation dans un bain de chlorure pour le combustible à oxydes. Les méthodes utilisant des sels fondus sont classées comme indiqué dans le Tableau 3.

Tableau 3 : Divers procédés et méthodes utilisant des sels fondus

But de la méthode	Explication des procédés
I. Récupération d'uranium (sur une cathode solide)	a) Métal (anode), via LiCl-KCl fondu → Métal U sur cathode en métal solide (SMC) b) Oxyde, via LiCl-KCl fondu et réduction chimique par Li -Li ₂ O → U metal ppt. Placer ppt sur une anode → Métal U sur cathode en métal solide (SMC) c) Oxyde (anode), via NaCl-KCl (ou - CsCl) fondu et chloration/dissolution par bullage de gaz Cl ₂ → UO ₂ sur cathode en métal solide (SMC) d) Oxyde (anode), électro-réduction directe en sel fondu → Métal U sur cathode en métal solide (SMC)
II. Récupération de TRU (plus Ln)	a) Extrait Pu ou TRU (- Ln) sur une cathode en métal liquide (LMC), après 1-a) ou 1-b), via LiCl-KCl fondu b) Dépôt de PuO ₂ ou MOX sur cathode en métal solide (SMC), ou précipitation d'oxyde TRU (-Ln), après 1-c), via NaCl-KCl ou NaCl-CsCl fondu et bullage de gaz Cl ₂ + O ₂ c) Électro-réduction directe du combustible à oxydes (anode) via sel fondu → métaux TRU sur cathode en métal liquide (LMC)
III. Séparation groupée TRU-Ln	Séparation de TRU et de Lns entre deux phases immiscibles ; sel fondu et métal liquide.
IV. Autres	Sels fondus fluorés (LiF-NaF et LiF-NaF-KF), élimination de Cs/Sr, traitement des déchets, etc.

Dans la mesure où ces méthodes hydro- et pyro-chimiques ne sont pas encore appliquées à grande échelle, un travail considérable en ingénierie chimique sera nécessaire pour adapter les méthodes de laboratoire d'abord à l'échelle pilote et ensuite au prototype industriel ; le facteur d'extrapolation entre le laboratoire et l'échelle industrielle est de l'ordre de 10 000. Étant donné les réglementations strictes qui limitent les quantités d'actinides mineurs pouvant être traitées dans les installations blindées et leur coût de construction, la possession d'installations de R&D répondant aux exigences en matière d'actinides mineurs (MA) devient un facteur déterminant dans les pays tournés vers la séparation et la transmutation (P&T). [Quelques exemples d'installations qui répondent bien aux exigences : ATALANTE en France (CEA, 2008), ITU (2008) en Allemagne, NUCEF et CPF au Japon (JAEA, 2008g, 2008i), laboratoires du DOE, notamment FCF (Benedict, 2007), aux États-Unis.] Par exemple, le nouveau laboratoire sur les actinides mineurs (MA) de JRC-ITU possède une autorisation pour au maximum 150 g de ²⁴¹Am et 5 g de ²⁴⁴Cm. De plus, la capacité des laboratoires analytiques associés, pour la mesure des produits chimiques, de la radioactivité et l'identification/spéciation des échantillons, est un facteur indispensable.

3.5.2.3 Procédés de séparation en développement

Les paragraphes suivants décrivent brièvement les principales réalisations dans différents pays, en se focalisant sur les installations concernées.

France

La R&D au CEA consacrée à la séparation a été menée dans le cadre du projet Actinex (Musikas, 1991). Les plus importants résultats dernièrement obtenus sont décrits ci-après.

- i) Séparation du Np et du Tc dans le procédé Purex : une expérience de validation a été réalisée dans une nouvelle cellule blindée, la *Chaîne Blindée Procédé* (CBP) dans ATALANTE (CEA, 2008) avec 13 kg de combustibles LWR irradiés. Les essais se sont révélés satisfaisants.
- ii) Le procédé DIAMEX pour la co-extraction d'An(III) et de Ln(III) a été vérifié sur la chaîne CBP.
- iii) Le procédé DIAMEX-SANEX pour la séparation groupée d'Am(III)-Cm(III) de Ln(III) a également été appliqué sur la chaîne CBP. Les résultats ont montré un taux de récupération des actinides mineurs d'environ 99,9 %, avec moins de 0,3 % massique de Ln demeurant dans la fraction d'actinides mineurs et moins de 0,06 % de perte d'actinides mineurs dans la fraction de Ln.
- iv) Le procédé CCSEX pour la séparation du Cs a été démontré avec un véritable produit raffiné hautement actif.

Le CEA a également effectué un travail de R&D pour créer un nouveau concept d'extraction groupée des actinides (GANEX, *Grouped EXtraction of ActiNides*) cohérent avec le cycle du combustible des réacteurs Génération IV. Ce concept est mis en application à La Hague depuis 2008 (WNA, 2008e) dans le cadre franco-japonais-américain d'une démonstration internationale du cycle global des actinides (GACID, *Global Actinide Cycle International Demonstration*).

En ce qui concerne la recherche sur les procédés pyrochimiques basés sur l'électrolyse, les conditions des Méthodes I-a et II-a répertoriées dans le Tableau 3 ont été examinées. En particulier, la Méthode II-a a été évaluée avec Am dans ATALANTE. Un essai avec une cathode de Cd liquide a été réalisé pour LiCl-KCl-PuCl_3 (1,55 % massique)/ NdCl_3 (0,98 % massique) dans une boîte à gant. La récupération du Pu dans le Cd liquide n'était pas satisfaisante (~79 %) ; un quart environ du Nd initialement présent était également récupéré. Dans la mesure où les performances de la séparation An(III)/Ln(III) dépendent de l'affinité du solvant métallique pour An et Ln, d'autres métaux liquides (Ga, etc.) sont à l'étude comme alternative possible. Quant à une récupération basée sur l'extraction sel/métal, la faisabilité de la séparation Pu-Am/Ce-Sm a été démontrée dans l'installation ATALANTE, dans un système de LiF-AlF_3 et de AlCu liquide. Pour le matériau carbure (après conversion en oxyde, dissolution dans LiF-AlF_3 et fluoration par hydro-fluoration), une étude similaire a été réalisée. Des données fondamentales, notamment les coefficients de distribution et les facteurs de séparation, ont été obtenues.

Le CEA met en place l'*Institut de Chimie Séparative de Marcoule* (ICSM) sur son site de Marcoule. L'ICSM fait office de centre d'éducation et de formation pour les étudiants en chimie fondamentale et apporte un soutien technique et scientifique à l'installation ATALANTE dans le développement d'un procédé de retraitement avancé.

Japon

La R&D pour le programme OMEGA P&T (Mukaiyama, 1999 ; Minato, 2007) s'est poursuivie pendant plus de 20 ans au Japon. Les principales organisations soutenant les travaux sur la séparation et la transmutation (P&T, *partitioning and transmutation*) sont la JAEA et l'Institut de recherche central de l'industrie électrique (CRIEPI, *Central Research Institute of Electric Power Industry*, 2008). Des procédés de séparation basés sur la chimie aqueuse ont été étudiés et démontrés par la JAEA, et le procédé pyrochimique principalement par le CRIEPI. Ce travail de R&D a progressé parallèlement à celui de la technologie du retraitement pour le cycle du combustible du réacteur surgénérateur rapide (FBR, *Fast Breeder Reactor*). Les principaux résultats et les installations concernées sont brièvement récapitulés dans les paragraphes suivants.

- i) Le procédé de séparation en quatre groupes (DIDPA) : Ce procédé a été développé pour le cycle de combustible à double strate et mis en place dans les années 90 (Morita, 1999). Des essais réalisés dans l'installation NUCEF (JAEA, 2008g) avec une solution de raffinat de Purex concentrée ont montré un taux de récupération de Np, Am et Cm par extraction avec DIDPA supérieur à 99,95 % ; les produits ^{99}Tc et Sr-Cs étaient récupérés, respectivement, par précipitation et par échange d'ions.
- ii) Procédé NEXT (New Extraction System for TRU Recovery) : Récemment, la JAEA a proposé et développé le procédé NEXT, qui comprend la cristallisation du nitrate d'uranyle hexahydraté, l'extraction simplifiée au tributyle phosphate (TBP) pour la coextraction d'U-Pu-Np et la séparation d'Am-Cm par chromatographie d'extraction, laquelle a remplacé un procédé d'extraction par solvant intitulé SETFICS. Chacun des procédés a été testé dans l'installation de traitement chimique (CPF, *Chemical Processing Facility*) (JAEA, 2008i) à l'aide d'une solution de combustible usé dissous et a donné des résultats satisfaisants.
- iii) Méthodes alternatives : Plusieurs autres options sont également en développement : *par exemple*, extraction par solvant d'U avec la monoamide, récupération complète des transuraniens (TRU) avec TODGA (Tachimori, 2002).

De même que pour la recherche sur les procédés pyrochimiques, après des études de base sur une longue période, le CRIEPI a poursuivi les expériences sur la Méthode I-a, comme indiqué dans le Tableau 3, à une échelle de 1 kg U, et un système utilisant la Méthode II-a avec Pu a été testé avec succès. Un système utilisant la Méthode III-a avec Cd liquide ou Bi métal à 450°C a été étudié. Pour les combustibles oxyde (UO_2 , PuO_2 , Am_2O_3 , NpO_2 et pastilles MOX) la faisabilité de la réduction par Li ou un moyen électrochimique en métal a été examinée. La chloration des déchets liquides de haute activité

(HLLW, *high-level liquid waste*) provenant du retraitement de type Purex par un procédé similaire (Méthode I-c), mais avec un réducteur carboné est à l'étude dans une cellule chaude de l'ITU. Une extraction en plusieurs étapes avec un écoulement à contre-courant pour la Méthode III est actuellement examinée avec un flux de sel provenant du raffinage électrolytique des déchets liquides de haute activité (HLLW) chlorés.

En ce qui concerne les matériaux nitrure, la JAEA a poursuivi l'étude sur l'électrolyse directe d'UN, NpN, PuN et (U, Pu)N, et la production d'AnN dans du Cd liquide avec bullage de gaz N₂. L'extraction électrolytique de l'oxyde par un procédé RIAR¹⁶ modifié et des procédés de traitement des déchets (sodalite, verre borosilicaté, sodalite à liant vitreux) ont été développés. Une nouvelle installation modulaire pour la pyrochimie des transuraniens (TRU), TRU-HITEC, constituée de trois cellules chaudes, a été achevée dans la JAEA (2008m).

Corée

Depuis 1997, l'Institut coréen de recherche sur l'énergie atomique (KAERI, *Korea Atomic Energy Research Institute*) développe un procédé de conditionnement avancé du combustible usé (ACP, *Advanced Spent Fuel Conditioning Process*) pour réduire le volume et la charge thermique de ce dernier. ACP est un procédé pyrochimique qui convertit un combustible oxyde dans une forme métallique (lingot d'uranium, par exemple) à l'intérieur d'un bain de sels fondus à haute température. L'installation du procédé de conditionnement avancé du combustible usé (ACFP, *Advanced Spent Fuel Conditioning Process Facility*) a été construite pour démontrer la faisabilité de ce procédé ; deux démonstrations en inactif avec des combustibles simulés ont été réalisées en 2006 (Lee, 2007). ACPF est constitué principalement de six dispositifs : une machine à découper, un dispositif de voloxidation, un réacteur de réduction, un four de fusion, un dispositif de traitement des sels résiduels et un compteur de neutrons de sécurité.

États-Unis

Le DOE pilote des travaux de R&D sur la séparation sous l'égide du programme GNEP dans ses laboratoires nationaux. Des travaux à l'échelle laboratoire et benchmark se poursuivent au Laboratoire national d'Argonne, au Laboratoire national d'Idaho, au Laboratoire national de Los Alamos, au Laboratoire national d'Oak Ridge, au Laboratoire national Pacific Northwest, au Laboratoire national de Savannah River, et dans les Laboratoires nationaux de Sandia. Des méthodes de séparation sont en cours de développement pour le traitement des combustibles des REL (LWR) et des réacteurs à spectre rapide. La recherche couvre le travail sur les procédés de séparation des combustibles oxyde et métalliques.

Les activités à moyen terme sont les suivantes :

- démonstration des séparations U/Pu/Np ;
- capture d'iode (et d'autres gaz radioactifs) et développement de la forme des déchets ;
- séparations Am/Cm, développement de la forme des produits/déchets ;
- procédé pour les produits de fission et développement de la forme des déchets ;
- purification des déchets/produits par un procédé électrométallurgique.

Les activités à long terme sont les suivantes :

- séparations plus complètes et développement de la forme des déchets ;
- conception, test et optimisation de l'équipement.

La recherche inclut des efforts pour identifier des formes de déchets raisonnables et plausibles et des voies de traitement pour tous les déchets de procédés avec l'objectif suivant : *pas de déchets liquides nécessitant un stockage à long terme*.

Les options de la technologie de séparation en cours d'évaluation sont les suivantes :

- traitement aqueux, tel que UREX+, développé pour les combustibles des REL (LWR) (voir Tableau 4) ;

16. Research Institute of Atomic Reactors (RIAR).

- traitement électrochimique, également appelé pyrotraitement, développé pour les combustibles métal et oxyde des réacteurs rapides.

Aucune de ces approches ne sépare le Pu pur. Le procédé aqueux utilise une solution acide pour dissoudre le combustible usé et l'approche par électro-affinage utilise un sel de chlorure. Les recherches en laboratoire visent à éliminer plus de 99,9 % de déchets transuraniens et de produits de fission (Cs, Sr). Depuis 2006, les démonstrations à l'échelle du laboratoire des procédés d'extraction UREX+ ont révélé des taux d'efficacité de récupération de 99,992 % (U), 99,99 % (Np), 99,99 % (Pu), 99,99 % (Am), 99,999 % (Cm), 99,2 % (Cs), 99,9 % (Sr) et 98,3 % (Tc) (Laidler, 2007).

Depuis 1996, le combustible usé du réacteur EBR-II hors service au Laboratoire national d'Idaho (INL, *Idaho National Laboratory*) a été conditionné avec un traitement électrochimique. Dans ce procédé, le combustible métallique irradié est haché et dissous (anode) dans du sel fondu LiCl-KCl. L'uranium migre vers une cathode métallique et les transuraniens restent dans le sel avec les produits de fission métalliques actifs à intégrer à des déchets sous forme céramique. Des séparations groupées des

Tableau 4 : Exemples d'options de traitement aqueux UREX+ (Laidler, 2007)

Procédé	Produit n° 1	Produit n° 2	Produit n° 3	Produit n° 4	Produit n° 5	Produit n° 6	Produit n° 7
UREX+1	U	Tc	Cs/Sr	U+TRU+Ln	FP		
UREX+1a	U	Tc	Cs/Sr	U+TRU	Tous FP		
UREX+2	U	Tc	Cs/Sr	U+Pu+Np	Am+Cm+Ln	FP	
UREX+3	U	Tc	Cs/Sr	U+Pu+Np	Am+Cm	Tous FP	
UREX+4	U	Tc	Cs/Sr	U+Pu+Np	Am	Cm	Tous FP

Dans tous les cas, l'iode est retiré sous forme de dégagement gazeux du procédé de dissolution.

Les procédés sont conçus pour la génération d'aucun déchet liquide de haute activité.

U : contributeur au débit de dose, à la masse et au volume des déchets de haute activité.

Tc : produit de fission à vie longue, contributeur mineur à la dose à long terme.

Cs/Sr : principaux générateurs thermiques à court terme, influent sur le chargement des colis de déchets et le chargement des alvéoles de stockage.

TRU : Pu, Np, Am, Cm, principaux contributeurs au débit de dose à long terme.

Ln : lanthanide, produits de fission.

FP : produits de fission (autres que le césium, le strontium, le technétium, l'iode et les lanthanides mentionnés explicitement).

transuraniens avec une cathode de cadmium liquide ont également été démontrées. Les produits de fission métalliques nobles (y compris le Tc) sont fondus avec les coques de dégainage en acier inoxydable pour produire une forme métallique de déchets (Shelly, 2005). Un taux de traitement de 159 kg/an, supérieur à l'échelle laboratoire, a été atteint (US DOE, 2006). La séparation des éléments transuraniens, du Cs et du Sr n'a pas été démontrée. Les procédés à l'échelle laboratoire pour la séparation du Tc et du I ont été démontrés et le travail se poursuit pour améliorer l'efficacité des séparations (US DOE, 2006). Les nouvelles technologies des séparations sont actuellement testées dans la *Fuel Conditioning Facility* (FCF) [FCF (Benedict, 2007)] de l'INL, qui contient deux dispositifs de raffinage électrolytique : Mk-IV pour traiter le combustible EBR-II usé et Mk-V, avec un débit plus important, pour démontrer la faisabilité technique. Un four à déchets métalliques à une échelle technologique est en cours d'installation dans la *Hot Fuel Examination Facility* (HFEF) pour le recyclage des sels du raffinage électrolytique (Benedict, 2007).

Les technologies de séparation doivent être démontrées à une échelle technologique avant de pouvoir être considérées comme adaptées pour un éventuel usage commercial. La construction d'une installation pilote, l'*Advanced Fuel Cycle Laboratory* (AFCL), est planifiée à moyen terme pour réaliser des études à une échelle technique des technologies de séparation aqueuse et électrochimique.

Russie

Concernant la technologie de séparation hydrométallurgique, les efforts remarquables de l'Institut Khlopin du radium (KRI, *Khlopin Radium Institute*, 2008) visant à créer des procédés de séparation simultanée du ^{90}Sr et du ^{137}Cs pour les applications à grande échelle doivent être mentionnés. Un procédé d'extraction par solvant à contre-courant a été mis au point dans l'usine de retraitement Mayak-RT1. Le traitement de plus de 1 000 m³ de déchets de haute activité (HLW, *high-level waste*) Mayak a permis de récupérer environ 560 PBq de ^{137}Cs - ^{90}Sr . Depuis que les diluants de type nitrobenzène et nitro-aromatique sont considérés comme inacceptables en raison des problèmes d'environnement, de santé et de sûreté des centrales, KRI et INL (États-Unis) collaborent à l'amélioration du procédé pour résoudre ces problèmes environnementaux et intégrer un procédé d'extraction. Ce nouveau procédé pour l'extraction combinée du ^{137}Cs , du ^{90}Sr et des actinides a été nommé UNEX (Universal Extraction). Il a été démontré avec succès à l'échelle laboratoire (volumes de déchets limités à 100 litres) dans une ligne de contacteurs centrifuges avec des déchets radioactifs provenant des États-Unis et de Russie.

En ce qui concerne la recherche sur les procédés pyrochimiques, grâce à l'expérience considérable accumulée depuis les années 1950, différents procédés ont été envisagés et étudiés. Parallèlement à la stratégie P&T, le procédé à sec de Dimitrovgrad (DDP, *Dimitrovgrad Dry Process*) a été développé pour le combustible MOX. Les principales étapes du procédé DDP incluent les Méthodes I-c et II-b, comme indiqué dans le Tableau 3. Trois alternatives basées sur DDP ont été prises en compte au RIAR : récupération d' UO_2 , recyclage de PuO_2 uniquement et récupération de MOX. L'expérience de démonstration a été réalisée avec des assemblages de combustible irradié provenant du réacteur BOR-60 et le principal résultat de l'expérience a été le taux de récupération de Pu élevé : 95,6 %. En 1992 le RIAR a entamé des recherches sous l'égide du programme DOVITA : retraitement à sec, combustible oxyde, Vibropac, Integral, transmutation des actinides. Une foule d'expériences sur le recyclage de Np ont été réalisées et l'électrocodéposition de Np-Am avec UO_2 par les Méthodes I-c et II-b est en cours. En Russie, de nombreux instituts et organisations ont participé aux travaux de R&D pour un cycle du combustible pyrochimique fermé. Des progrès sont réalisés sur plusieurs thèmes de recherche : extraction réductive des fluorures d'An et de Ln dans les systèmes Li, Be/F et Li-Na, K/F ; dépôt sélectif d'oxydes d'An à partir d'un bain de fusion de fluorure (eutectiques LiF-NaF) ; et retraitement par oxydo-réduction dans les nitrates alcalins fondus.

Chine

Une usine pilote de retraitement a été mise en service en 2003. La construction d'une usine de retraitement commerciale à grande échelle est planifiée aux alentours de 2020. Bien que la Chine ait une stratégie de cycle fermé du combustible, on prévoit que la quantité de combustible usé atteindra environ 4 000 t(HM) en 2010. Des études sur la séparation ont été réalisées principalement par l'Institut de technologie de l'énergie nucléaire et des nouvelles énergies (INET, *Institute of Nuclear and New Energy Technology*) de l'Université de Tsinghua et l'Institut chinois de l'énergie atomique (CIAE, *China Institute of Atomic Energy*). L'INET a proposé un procédé de séparation totale (TP, *Total Partitioning*), qui inclut un procédé aux oxydes de trialkyl-phosphine (TRPO, *trialkyl phosphine oxides*) pour séparer les transuraniens (TRU) et ^{99}Tc , un procédé d'extraction pour Sr et un procédé d'échange d'ions pour Cs. Le CIAE a développé le procédé Podand Amide, dans lequel An et Ln sont extraits avec un agent d'extraction et Sr(II) avec un autre (Zheng, 2004).

Inde

Parallèlement à un programme sur le cycle de combustible des réacteurs rapides basé sur les ressources de thorium, le Département indien de l'énergie atomique (DAE, *Indian Department of Atomic Energy*) a lancé un programme de R&D sur le cycle de combustible du réacteur surgénérateur rapide prototype (PFBR, *Prototype Fast Breeder Reactor*) (IGCAR, n.d. ; WNA, 2008b ; BARC, 2008), qui utilise du combustible MOX. Le Centre Indira Gandhi pour la recherche atomique (IGCAR, *Indira Gandhi Centre for Atomic Research*, 2008) et le Centre de recherche atomique Bhabha (BARC, *Bhabha Atomic Research Centre*, 2008a) ont inauguré un programme collaboratif ambitieux. Les questions de R&D en matière de retraitement incluent le développement d'un procédé Purex avancé couvrant le contrôle du Np et du Tc, la séparation des déchets de haute activité (HLW) pour les actinides mineurs (MA), le Sr et le Cs. Un site pilote, Lead Mini Cell (LMC), a été construit au centre IGCAR. LMC est équipé d'une enceinte de

confinement en acier inoxydable étanche avec une protection en plomb suffisante et peut traiter une radioactivité β, γ de l'ordre de 1 PBq.

Comme pour la recherche sur les procédés pyrochimiques, une installation à l'échelle laboratoire a été mise en place et a fonctionné depuis les années 1990 au centre IGCAR ; elle a été utilisée pour étudier divers étapes chimiques d'un procédé de raffinage électrolytique en milieu de sels fondus pour les combustibles à base d'alliage métallique. Plus récemment, la faisabilité du raffinage électrolytique de l' UO_2 , méthode I-d dans le Tableau 3, a été établie.

Europe

Le projet intégré « EUROPART » (programme de recherche européen pour la séparation des actinides mineurs des déchets à haute activité issus du retraitement des combustibles nucléaires usés) (CEA, 2008a) a été mené dans le cadre du 6^e programme cadre de l'UE et s'est achevé le 30 juin 2007.

Les recherches entreprises sous l'égide du projet EUROPART concernaient la séparation des radionucléides à vie longue (LLRN, *long-lived radionuclides*) contenus dans les déchets nucléaires issus du retraitement. Après la séparation, les radionucléides à vie longue seront détruits, c'est-à-dire convertis en nucléides à vie courte ou stables par des moyens nucléaires (la stratégie dite P&T) ou conditionnés dans des matrices solides dédiées stables (la stratégie P&C). Les éléments ciblés sont les actinides Am à Cm pour les déchets issus du retraitement de combustibles UOX ou MOX, et les actinides U à Cm pour le retraitement des combustibles usés et des cibles (ex : le concept de cycle nucléaire à double strate) (Condé, 2002 ; Madic, 2004)].

Cinq lots de travaux concernaient les techniques de séparation impliquant l'hydrométallurgie et quatre autres lots de travaux les techniques de séparation impliquant la pyrométallurgie. Pour un complément d'informations sur les méthodes basées sur l'hydrométallurgie et la pyrométallurgie, se reporter au pages consacrées au projet EUROPART sur le site Web de la recherche de la Commission européenne (*European Commission Research*) (CE, 2008). Pour un complément d'informations sur les lots de travaux spécifiques et leurs objectifs, se reporter au site Web d'EUROPART (CEA, 2008a).

Outre les questions scientifiques, techniques et financières d'EUROPART, d'autres questions concernant, par exemple, les problèmes d'éthique, la science et la société, la parité homme-femme et les avantages pour l'Europe ont été intégrées au programme. L'éducation et la formation des jeunes chercheurs participant à EUROPART ont également été considérées comme un élément important du projet.

Comme cela a été indiqué dans la communication sur EUROPART lors de la conférence sur la séparation pour le cycle de combustible nucléaire au 21^e siècle (*Separation for the Nuclear Fuel Cycle in the 21st Century*) organisée à Anaheim (Madic, 2004), les installations associées au programme incluent les entités suivantes :

- laboratoires d'informatique, de synthèse organique, de chimie analytique et de chimie structurale, y compris ceux qui sont liés à de grosses installations telles que des réacteurs nucléaires (pour les expériences de diffusion des neutrons) ou synchrotrons (pour les études de spectroscopie d'absorption des rayons X) ;
- laboratoires de radiochimie pour étudier les radionucléides α , β , γ (impliquant l'emploi de boîtes à gants et de cellules chaudes pour la réalisation d'essais à chaud) ;
- installations d'irradiation pour étudier la résistance des ligands à la radiolyse.

Pour plus d'informations sur ces types d'installation, se reporter à la section correspondante du présent rapport et aux entrées de la base de données RTFDB.

Les autres programmes européens suivants méritent d'être évoqués brièvement :

- ACTINET-6 (2008). Le rôle d'ACTINET est de prendre des mesures pour amener les infrastructures de recherche et l'expertise humaine en Europe à un niveau de performance approprié, et de contribuer ainsi à la création du secteur de recherche européen dans les domaines de la physique et de la chimie des actinides. Les trois lignes d'action sont les suivantes :

- stimuler l'émergence d'une politique européenne en matière d'infrastructure, en regroupant les principales installations de laboratoires d'actinides, voir (ACTINET, 2008a) ;
- promouvoir l'excellence en soutenant des programmes de recherche partagés ambitieux, exploitant les installations mises en commun ;
- augmenter l'attrait des sciences des actinides parmi les étudiants européens et les jeunes chercheurs, et permettre aux scientifiques et aux ingénieurs spécialisés dans les actinides de la prochaine génération d'acquérir une expérience pratique dans le cadre de leur formation.

Le consortium ACTINET compte actuellement parmi ses membres 30 institutions de 13 pays européens, y compris la Commission européenne et le *DG Joint Research Centre Institute for TransUranium Elements* ; ces membres incluent de grands laboratoires nationaux et des départements universitaires, combinant ainsi des installations expérimentales majeures, une expertise et des capacités de recherche universitaire et appliquée, et une expérience de la formation.

- RED-IMPACT (2008). Ce projet étudie l'impact des technologies de séparation, de transmutation et de réduction des déchets sur l'élimination finale des déchets. Bien qu'aucune installation ne soit associée à ce projet, il mérite d'être mentionné car il devrait fournir des informations sur ce qu'il conviendra de faire dans l'avenir.

AIEA

Bien qu'il s'agisse d'un programme très ambitieux, le Projet international sur les réacteurs nucléaires et les cycles de combustible innovants (INPRO, *International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles*) de l'AIEA s'intéresse à tout l'éventail des technologies nucléaires innovantes pour les réacteurs et les cycles du combustible, y compris l'environnement, le combustible usé et les déchets, mais également aux aspects institutionnels et relatifs aux infrastructures. INPRO a pour objectif d'examiner les perspectives de la technologie nucléaire sur cet arrière-plan extrêmement vaste (AIEA, 2008b).

Pour un complément d'informations sur les installations en rapport avec la chimie du cycle du combustible, mais liées spécifiquement aux systèmes pilotés par accélérateur, se reporter aux Section 3.4 et 3.8, *Recherche nucléaire et en radiochimie*.

3.5.3 Conclusions et recommandations – combustible

En ce qui concerne le développement et les essais de combustible, les questions suivantes sont considérées comme importantes :

- Extension de la durée de vie des principales installations existantes :
 - en particulier le réacteur Halden, qui a 50 ans ; sa disponibilité doit être prolongée.
- En ce qui concerne l'avenir, le développement du réacteur Jules Horowitz (JHR, *Jules Horowitz Reactor*) (EC, 2008a) dont l'action de coordination présente un intérêt particulier.
- Maintenance et extension de la base de données IFPE (AEN, 2008oo), voir Section 4.5.3.
- Développement de nouvelles installations pour les conditions Génération IV – température élevée, flux intenses, différents types de réfrigérant, etc. (des boucles spécifiques sont actuellement en développement, soumises à des essais ou en construction). Voir aussi le contenu des sections sur la transmutation (3.4) et les matériaux (3.6).

Concernant les particules de combustible enrobées TRISO (CFP) pour les réacteurs haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTGR, *High-Temperature Gas-Cooled Reactors*), le rapport SFEAR évoque également les essais portant sur ces combustibles et recommande d'encourager fortement la collaboration internationale, étant donnée l'importance des performances du combustible pour la sûreté des RHTRG, les longs délais de mise en œuvre et le coût des essais sur le combustible. Par ailleurs, il est important de conserver les réacteurs d'essai existants, tels le CABRI, le NSRR et l'ATR, en raison de leurs capacités de tests pour les combustibles des RHTRG.

En ce qui concerne les cellules chaudes et les examens post-irradiatoires (PIE, *Post Irradiation Examination*) :

- La disponibilité à long terme des cellules chaudes pour l'examen des combustibles doit être garantie.
- Les conclusions du projet HOTLAB (CE, 2005) doivent être prises en compte :
 - « Selon une enquête concernant le travail sur les cellules chaudes, aucun changement important ne devrait intervenir dans les cinq prochaines années. Les questions liées au combustible resteront une préoccupation majeure, car la base technique des réacteurs commerciaux n'évoluera que lentement : le travail visera à apporter des améliorations dans les domaines suivants : économie, sûreté, retraitement, stockage et transport du combustible. Comme les anciennes centrales nucléaires seront mises hors service, les évaluations des durées de vie des différents types de composants structurels seront analysées plus avant. L'arrêt des anciennes centrales permettra de contrôler les techniques de prévision de la durée de vie par l'analyse des composants réels irradiés. »
 - Le rapport répertorie ensuite un certain nombre de sujets concernés par l'utilisation de cellules chaudes.
 - Puis le rapport envisage le long terme, mais conclut qu'il n'est pas possible de tirer des conclusions quant à l'utilisation des cellules chaudes sur le long terme et renvoie au programme Génération IV comme guide des utilisations potentielles. Il conclut que les nouveaux systèmes introduits seront répartis entre de nombreux pays et que, par conséquent, les évaluations à long terme nécessitent une observation continue des développements globaux.

Enfin, en rapport avec la chimie du cycle de combustible :

- Un travail considérable en génie chimique sera nécessaire dans une phase d'adaptation (changement d'échelle) des procédés de séparation proposés à l'échelle pilote et ensuite à celle de prototype industriel.
- Considérant : i) les réglementations strictes qui limitent les quantités d'actinides mineurs pouvant être traitées dans les installations blindées ; ii) les coûts de construction, la possession d'installations de R&D répondant aux exigences en matière de traitement des actinides mineurs (MA) devient un facteur déterminant dans les pays tournés vers la séparation et la transmutation (P&T).
- Des installations d'irradiation pour étudier la résistance à la radiolyse des ligands sont essentielles pour le développement de nouveaux réactifs organiques utilisés dans le procédé de séparation aqueuse (par exemple, MARCEL au CEA Marcoule). Un laboratoire spécialisé dans les actinides, capable de traiter des quantités importantes, est également indispensable pour étudier l'impact de la radiolyse alpha.
- Des laboratoires de synthèse organique, de chimie analytique et de chimie structurale sont également importants pour le développement de procédés de séparation – voir Section 3.8, *Recherche nucléaire et en radiochimie*.

3.6 Matériaux

L'expérience a montré que les questions liées aux matériaux étaient au cœur de nombreux problèmes dans les réacteurs en service dans le passé et aujourd'hui. Les pressions actuelles visant à prolonger la durée de vie, voire l'augmentation des niveaux de puissance, signifient que les effets potentiels du vieillissement des matériaux, via des processus tels que la fissuration, la fragilisation, la fatigue et la corrosion, doivent être évalués et contrôlés.

D'un autre côté, les développements proposés, notamment les nouvelles conceptions de réacteur ou les autres systèmes tels que les ADS représentent de nouveaux défis pour les matériaux.

[NB Les matières combustibles nucléaires sont traitées dans la Section 3.5.]

L'état initial de la composition d'un matériau, son procédé de fabrication, les défauts dus à sa fabrication et à son utilisation, et les différentes formes de charge auxquelles il est exposé en fonctionnement normal et transitoire se combinent pour influencer sur les marges de sûreté spécifiées dans la conception et sur l'évolution de ces marges dans le temps. De même, la sensibilité des méthodes d'examen et d'essai disponibles influe sur notre capacité à évaluer avec précision l'état réel des matériaux en question.

Cette section examinera certains problèmes de matériaux particuliers concernant les systèmes d'énergie nucléaire actuels et futurs, puis passera en revue les types d'installations requis pour leur étude. Cela n'évacue pas les autres sujets d'intérêt ; par exemple, le réacteur à très haute température (RTHT) (VHTR) « a besoin de céramiques et de composites pour la gaine des grappes de contrôle et d'autres éléments internes spécifiques du réacteur, ainsi que d'échangeurs thermiques intermédiaires et de composants de turbine à gaz pour les conditions de très haute température » (GIF, 2007). Toutefois les principes généraux illustrés dans les sections qui suivent montrent qu'il est nécessaire de créer des bases de données avec des informations sur le comportement des matériaux dans tout l'éventail des conditions normales et transitoires prévues. Pour un compte rendu intéressant, on se reportera aux articles publiés à l'occasion de l'Atelier sur les matériaux de structure pour les systèmes nucléaires innovants (SMINS, *Structural Materials for Innovative Nuclear Systems*), organisé à Karlsruhe (Allemagne) en juin 2007 (Roos, 2008) ; d'autres éléments intéressants pour la recherche actuelle ont été recueillis à la Réunion de printemps de la Société européenne de recherche sur les matériaux (*European Materials Research Society*) en mai 2008 (E-MRS, 2008).

3.6.1 Gainage et matériaux de structure¹⁷

Comme dans la Section 3.2, l'examen des matériaux peut être effectué selon une perspective à court terme et une perspective à long terme.

À court terme, l'intérêt est centré sur les conceptions de réacteur existantes ou évolutionnaires, c'est-à-dire sur les réacteurs à eau légère (REL) (LWR), les réacteurs à tubes de force (CANDU et RBMK) et les réacteurs modérés au graphite qui subsistent au Royaume-Uni. Des conceptions évolutionnaires existent pour les réacteurs REL et CANDU, tandis que les autres ont peu de chances de connaître des développements autres que le prolongement de leur durée de vie. Peu de réacteurs rapides sont actuellement en service ; voir la Section 3.2.4 pour un examen des développements probables. La conception à lit de boulets, dérivée des anciens réacteurs à haute température (RHT) (HTR) est une autre possibilité à court terme. Il faut cependant noter que les durées de service prévues pour les nouvelles constructions devraient être considérablement plus longues que pour les centrales existantes (60 ans au lieu de 40) ; les effets de la corrosion ou des autres interactions chimiques seront nettement supérieurs à ceux associés à l'expérience actuelle.

À plus long terme, tout le panel des conceptions qui existent dans les programmes tels que GNEP et, au-delà, Génération IV est pris en considération avec un éventail de problèmes de matériaux beaucoup plus large : sels fondus, possibilités de températures très élevées pour les réacteurs à très haute température (RTHT) (VHTR), performances sous très fortes pressions tel que dans le cas des réacteurs refroidis à l'eau supercritiques. Dans la mesure où l'éventail des conditions dépasse généralement celles qui sont actuellement expérimentées, de nouveaux essais de caractérisation réalisés dans des conditions prévues de fonctionnement opérationnelles ou transitoires sont nécessaires pour fournir la base de connaissances requise, avec des informations couvrant les propriétés dans les conditions d'irradiation et/ou de corrosion.

3.6.1.1 Fragilisation et corrosion sous irradiation dans les réacteurs à eau

En ce qui concerne le combustible, le premier matériau d'intérêt est le gainage. Dans une période qui s'étend au-delà des prochaines années, les conceptions utilisent presque toutes l'eau comme réfrigérant dans les réacteurs à eau légère (REL) (LWR) ou à tubes de force. Le matériau de la gaine est basé sur un alliage de zirconium (par exemple, du zircaloy) et les problèmes concernent

17. Nous remercions avec gratitude J. Knott, de l'Université de Birmingham (Royaume-Uni), pour l'aide qu'il nous a apportée dans la préparation de cette section, qui s'appuie sur le texte d'une communication destinée à la 8^e Conférence sur l'évaluation de l'intégrité structurelle (8th *Conference on Structural Integrity Assessment*, www.fesi.org.uk/fesi-esia.html).

principalement l'interaction pastille-gaine et la corrosion (couches d'oxyde protectrices, effet de la fragilisation due à l'hydrure qui affecte aussi les tubes de force à base de zirconium dans le cas de ces conceptions, etc.). Il est à noter que le combustible et sa gaine seront généralement retirés et remplacés à intervalles réguliers, mais que l'intégrité des tubes de force doit être préservée tout au long de leur durée de vie.

Dans un réacteur à eau légère (REL) (LWR) et à l'extérieur de la cuve sous pression du réacteur (RPV, *reactor pressure vessel*), les problèmes de corrosion et de fragilisation sont également un élément important à prendre en compte pour veiller à ce que les conditions exigées par les considérations actuelles (durée de vie plus longue et irradiation supérieure) puissent être remplies. Une question majeure a été une possible défaillance de la cuve du réacteur due à une rupture fragile catastrophique. La suite d'événements conduisant au durcissement et à la fragilisation consécutive de l'acier de la cuve du réacteur sous irradiation neutronique a été comprise en termes généraux depuis les années 1950. Le spectre de neutrons irradiant l'acier de la cuve du réacteur, de concert avec les rayons γ , provoque des dommages dans l'acier en produisant des lacunes et des intersticiels. Le durcissement de l'acier se produit parce que des amas, en particulier, bloquent le mouvement des dislocations à travers le réseau, et ce durcissement, à son tour, induit un comportement de rupture fragile. Le problème concerne également le vieillissement des tubes dans les réacteurs à tubes de force.

Au cours des dernières années, on a découvert que le durcissement provoqué par l'irradiation neutronique dans les soudures à l'arc immergées peut être attribué : i) aux obstacles résultant des amas de défauts ponctuels ; ii) au durcissement par précipitation du cuivre. Bien que cela ait surpris au début, parce que la température de la cuve sous pression du réacteur était inférieure à la température censée être cohérente avec le durcissement par précipitation dans les aciers, il s'est avéré que les défauts ponctuels générés par irradiation augmentent le taux de diffusion de sorte que le cuivre peut devenir mobile à ces températures plus basses.

Les traces d'impuretés ont été reconnues comme ayant un double effet sur l'occurrence d'une fracture intergranulaire pendant le détensionnement/revenu : i) pendant le cycle de chauffage (« fissuration à la relaxation de contraintes » ou « fissuration de réchauffage »); ii) pendant le lent refroidissement final à la température ambiante. Les effets des impuretés sur la rupture fragile ont été particulièrement marqués pour l'acier du réacteur VVER.

Des problèmes de fissuration similaires ont été rencontrés avec la « fissuration sous revêtement ». Le revêtement est une couche d'environ 5 mm d'acier inoxydable austénitique, déposée sur la surface interne de la cuve sous pression du réacteur, dans le but de minimiser la production de produits de corrosion. La fissuration sous revêtement est due à la différence entre les coefficients de dilatation thermique des aciers ferritique et austénitique, qui provoquent des écarts de contraintes thermiques. Deuxième caractéristique: l'interdiffusion peut survenir à travers l'interface bimétallique pendant le refroidissement après le dépôt du revêtement. Le chrome de l'austénite, notamment, peut interagir avec le carbone présent dans la ferrite.

Il est reconnu que la fissuration par relaxation de contraintes et la fissuration sous revêtement peuvent être évitées en maintenant les traces d'impuretés à des niveaux faibles. De plus, les faibles niveaux d'impuretés favorisent la résistance à la fissuration aidée par l'environnement (EAC, *environmentally-assisted cracking*). Cependant, de telles spécifications influent sur le coût et le besoin de spécifications rigoureuses fera l'objet d'un examen minutieux dans les futures constructions. Bien que les conceptions actuelles telles que l'EPR et l'AP1000 conservent un revêtement sur la cuve sous pression du réacteur (RPV, *reactor pressure vessel*), l'amélioration des conditions de l'eau dans les réacteurs à eau pressurisée (REP) (PWR) permet d'envisager une cuve sans revêtement ; la question de savoir si un futur réacteur à eau pressurisée comporterait un revêtement ou non reste donc ouverte.

Un autre problème est l'évaluation de l'effet potentiel de l'augmentation de l'irradiation aux rayons γ sur les processus de corrosion, afin de déterminer l'importance de tout composant radiolytique (notamment sur les durées de service prolongées prévues).

Au-delà de la cuve sous pression du réacteur, dans un environnement à plus faible rayonnement, l'expérience acquise au fil des décennies en matière de fissuration en corrosion sous contrainte (SCC, *Stress Corrosion Cracking*) sur le circuit primaire et les tubes du générateur de vapeur a également exigé une surveillance du comportement des alliages dans les régimes chimiques particuliers existant dans les circuits primaire et secondaire, d'où il ressort que le bon fonctionnement de toute la centrale pendant sa durée de vie dépend non seulement du cœur du réacteur, mais aussi de la prise en compte

de ces milieux. Il convient de faire particulièrement attention aux jonctions métalliques dissemblables, par exemple, à la soudure de « l'embout de sécurité » entre les tubulures ferritiques de la cuve et la tuyauterie austénitique du circuit primaire du réacteur à eau pressurisée (REP) (PWR).

L'utilisation de réacteurs refroidis à l'eau supercritiques (RESC) (SCWR, *supercritical water-cooled reactors*) et, donc, l'existence de températures de sortie de réacteur plus élevées que dans les conceptions actuelles nécessiteraient de nouveaux alliages pour la gaine combustible et les composants du cœur. Les principales propriétés des matériaux candidats pour lesquelles des données et des connaissances sont requises sont les suivantes :

- oxydation, corrosion et fissuration en corrosion sous contrainte (SCC) ;
- résistance, fragilisation et résistance au fluage ;
- stabilité dimensionnelle et micro-structurale.

Les programmes de recherche incluent des essais hors pile sur des alliages irradiés et non irradiés, avec des essais en pile encore à construire dans une ou plusieurs boucles à eau supercritique (SCW). La capacité à prévoir et contrôler les propriétés chimiques de l'eau sera déterminante pour minimiser les taux de corrosion, la fissuration en corrosion sous contrainte (SCC) et les dépôts à la fois dans le cœur et en dehors. Une meilleure connaissance des propriétés chimiques de l'eau supercritique est requise en rapport avec le changement notable de la densité et des propriétés chimiques de l'eau supercritique (SCW) au passage du point critique. Les effets de la radiolyse peuvent très bien différer de ceux constatés dans les réacteurs à eau légère (REL) (GIF, 2007).

3.6.1.2 Dommages dus au rayonnement et corrosion dans les réacteurs à métal liquide

L'étude de l'évolution des propriétés des matériaux sous rayonnement et des effets combinés du rayonnement et de la corrosion est une nécessité prioritaire de la R&D pour les systèmes à métal liquide lourd (MLL) (HLM, *heavy liquid metal*). Le transport des ions dans les oxydes accéléré par le rayonnement peut compromettre le rôle protecteur des oxydes dans la lutte contre la corrosion par le métal liquide. Les outils de modélisation sont insuffisants pour analyser les données existantes et, donc, extrapoler les résultats sur des périodes très longues. Nous n'avons qu'une connaissance élémentaire des déclencheurs et de la cinétique des processus de corrosion avec des périodes d'incubation longues, comme l'oxydation accélérée (*breakaway oxidation*) aux températures élevées.

Pour les matériaux d'actualité, des données de base sur la compatibilité et les changements de propriétés mécaniques dans les métaux liquides sont déjà disponibles, principalement dans des conditions hors réacteur. Toutefois, pour des exigences de conception spécifiques, les besoins suivants sont hautement prioritaires :

- comportement de la corrosion à long terme des aciers et de leurs revêtements ;
- essais de corrosion dans l'eutectique plomb-bismuth (LBE) avec faible concentration d'oxygène ;
- mécanisme d'érosion et de friction dû à la corrosion ;
- développement d'un modèle de transfert de masse utilisant des données de solubilité et de diffusivité fiables, et également des données sur la corrosion pour les systèmes non isothermes ;
- comportement mécanique des matériaux de structure et barrières de protection anti-corrosion dans un domaine de température/contrainte représentatif et plus spécifiquement :
 - fluage ;
 - fatigue et fatigue-fluage ;
 - mécanique de la rupture ;
 - croissance des fissures par fluage et fatigue.

En outre, l'évaluation des propriétés mécaniques dans le métal liquide et sous irradiation des aciers et des revêtements est considérée comme hautement prioritaire.

Ces propriétés doivent être mesurées dans les plages pertinentes de température, de fluence neutronique, de contraintes et de vitesse d'écoulement du métal liquide lourd (MLL) (HLM, *heavy liquid metal*) pour les différents composants. Pour plus d'informations, se reporter au manuel LBE (*LBE Handbook*) (AEN, 2007).

À l'issue de ce programme d'essais de matériaux, les performances des matériaux fabriqués dans des formes bien définies (par exemple, les tubes des gaines de combustible) devront être évaluées.

Propriétés chimiques des métaux liquides lourds (MLL) (HLM, *Heavy Liquid Metal*)

Les données sur la solubilité et la diffusion de l'oxygène, de certains éléments métalliques (Fe, Cr, produits de spallation tels que Po, etc.) et de certains oxydes (oxydes de fer, oxydes de chrome, etc.) sont importants pour :

- l'évaluation des taux de corrosion ;
- la conception et l'ingénierie des systèmes de purification ;
- l'évaluation des termes source.

Le manuel LBE (*LBE Handbook*) (AEN, 2007) constate que des efforts sont nécessaires pour produire des données fiables sur la solubilité et la diffusion.

Il faut remarquer qu'il existe encore un manque de données fiables sur le comportement chimique des impuretés dans les métaux liquides, leur évaporation de la surface des métaux liquides sous différentes atmosphères, leur adhérence aux surfaces métalliques, etc. Ces données sont cependant cruciales pour une simulation réaliste de la répartition des radionucléides pendant les opérations de routine et les scénarios d'accident. Des études expérimentales sur ces sujets ont été réalisées à l'Institut Paul Scherrer (PSI) dans le cadre des projets MEGAPIE (PSI, 2008) et TARGISOL (2008), et sont toujours en cours dans le cadre du projet EURISOL (2009). [Voir aussi les références de Neuhausen, *et al.* (2004, 2005, 2006, 2006a).]

Propriétés thermiques/physiques des métaux liquides lourds (MLL) (HLM, *Heavy Liquid Metal*)

Le manuel LBE (*LBE Handbook*) (AEN, 2007) contient les principales propriétés thermiques et physiques du Pb, du Bi et de l'eutectique plomb-bismuth (LBE) avec les corrélations recommandées. Pour la gamme des températures élevées, les propriétés de base telles que la densité du liquide, la pression de vapeur et la compressibilité adiabatique du liquide ont du être estimées jusqu'au point critique avec des modèles semi-empiriques basés sur l'extrapolation des données aux basses températures. La production de données expérimentales dans la gamme de températures élevées a été recommandée, afin que les valeurs calculées puissent être validées.

Installations d'essais de métaux liquides

Dans le développement du réacteur rapide refroidi au plomb (RRRP) (LFR), les caractéristiques de corrosion et le comportement à la corrosion du réfrigérant du réacteur avec les matériaux de la structure et du gainage sont particulièrement importants. Le CRIEPI (2008) a étudié le comportement à la corrosion de l'eutectique plomb-bismuth (LBE) stagnant à 650°C sur un acier inoxydable martensitique à forte teneur en chrome, un matériau potentiel pour les RRRP (LFR) (GIF, 2007).

La discussion suivante sera largement centrée sur les études de l'eutectique plomb-bismuth (LBE), mais il faut noter que la recherche sur le sodium se poursuit, en relation avec les réacteurs refroidis au métal liquide. Par exemple, Toshiba a récemment ouvert une nouvelle installation (WNN, 2008a).

L'AEN a récemment publié manuel LBE (*LBE Handbook*) (AEN, 2007) et les paragraphes suivants sont largement inspirés des informations contenues dans ce document.

Les métaux liquides lourds (MLL) (HLM) ont été étudiés depuis le développement de l'énergie de fission en tant que réfrigérants du cœur pour les réacteurs rapides et, plus récemment, comme couverture pour les réacteurs de fusion. Plus récemment, ils ont été envisagés pour les systèmes pilotés par accélérateur (ADS) et en tant que matériaux cibles pour les sources de neutrons de spallation de grande puissance. À titre d'exemple, la cible de spallation MEGAPIE (PSI, 2008) a été conçue et construite dans le cadre du développement du système piloté par accélérateur (ADS), mais elle sera également utilisée comme source de neutrons pour l'étude des matériaux avec des neutrons thermiques. (Pour des informations sur les métaux liquides spécifiques aux ADS, se reporter à la Section 3.4.)

L'eutectique plomb-bismuth (LBE) a été choisi comme réfrigérant pour un certain nombre de réacteurs de sous-marins de classe Alpha dans l'ancienne Union Soviétique, où la R&D mettait l'accent sur le contrôle de la chimie du métal liquide pour éviter le bouchage dû à la formation de scories et pour renforcer la résistance à la corrosion des aciers spécialement développés pour ce service. Avec le réacteur refroidi au plomb BREST (NIKIET, 2008) et le SVBR refroidi à l'eutectique plomb-bismuth (LBE) (Stepanov, 1998), le concept s'est déplacé dans le domaine des réacteurs rapides civils. Les RRRP (LFR) Génération IV sont maintenant l'objet d'intérêts internationaux (voir Section 3.2.4.4) et de nouvelles missions sont lancées sur les sujets suivants : production d'hydrogène, transmutation des déchets nucléaires et construction de petits réacteurs nucléaires avec des cœurs à vie longue pour fournir de l'électricité et de la chaleur dans des zones éloignées et/ou à des économies en voie de développement.

L'utilisation de métaux liquides comme moyen de transfert thermique a des implications liées à la neutronique, la thermohydraulique, la sûreté et l'économie, ainsi qu'aux matériaux, mais c'est uniquement ce dernier aspect qui sera considéré dans cette section. Les problèmes particuliers relatifs aux matériaux pour l'eutectique plomb-bismuth (LBE) sont les suivants :

- corrosion et dégradation mécanique des matériaux de structure et de confinement, et durée de vie des équipements acceptables ;
- grande stabilité du métal liquide (par exemple, réactions chimiques avec les réfrigérants secondaires et l'air ou formation de produits de spallation).

[NB Une évaluation comparative des caractéristiques thermophysiques et thermohydrauliques du plomb, de l'eutectique plomb-bismuth (LBE) et du sodium est fournie dans IAEA TECDOC 1289 (AIEA, 2002).]

Une compilation des installations expérimentales de l'OCDE existantes avec leurs principaux paramètres et objectifs clés est proposée dans le Chapitre 12 du manuel LBE (*LBE Handbook*) (AEN, 2007) avec des descriptions des installations MLL (HLM) disponibles dans les laboratoires des groupes d'experts ayant participé à la réalisation du manuel.

Le manuel remarque que ces « installations couvrent presque toutes les études de base requises pour concevoir des systèmes nucléaires MLL (HLM) fonctionnant à des températures allant jusqu'à 550°C. » Il note cependant que d'autres besoins peuvent être prévus pour les applications aux températures supérieures à 600°C et pour une analyse spécifique concernant les aspects liés à la sûreté dans des conditions représentatives, les essais de composants spécifiques dans des conditions prototypes, ainsi que l'inspection et la réparation en service (ISI&R, *In-service Inspection and Repair*).

La section 14 du manuel (AEN, 2007) indique les perspectives et les priorités de la R&D pour les technologies de caloporteurs à métal liquide lourd (« *Perspectives and R&D Priorities for Heavy Liquid Metal Coolant Technologies* »). Elle conclut qu'un certain nombre de lacunes technologiques doivent être comblées avant qu'un réacteur prototype ou un système ADS ne puisse être conçu, construit et exploité avec un refroidissement au plomb ou à l'eutectique plomb-bismuth (LBE). Plusieurs questions scientifiques restent ouvertes, notamment celles concernant les propriétés fondamentales – physiques, chimiques et liées au transport – des métaux liquides lourds (MLL) (HLM) et des matériaux associés, ainsi que la chimie du caloporteur. Il n'existe cependant pas de problèmes critiques, en apparence, à l'exception peut-être de certaines incertitudes quant aux performances des matériaux après une durée de service très longue dans les cœurs à une température >500-550°C.

En Europe, la technologie des métaux liquides lourds (MLL) (HLM) se développe principalement pour la transmutation, EUROTRANS (2008) visant à démontrer sa faisabilité technique ; voir la Section 3.4.4. Toutefois, le projet européen ELSY (Cinotti, 2006) étudie un réacteur rapide refroidi au plomb RRRP (LFR) de ~600 MW(e) – voir la Section 3.2.2 – qui exploitera les résultats issus du domaine DEMETRA d'EUROTRANS. Quelques développements liés à la technologie du Pb ont été prévus, par exemple, la caractérisation des matériaux à haute température dans Pb et des études sur les ruptures de tube dans les générateurs de vapeur. [NB La génération de polonium hautement radioactif (et qui dégage par conséquent de la chaleur) en tant que produit d'activation dans le réfrigérant est beaucoup plus faible dans le Pb pur que dans l'eutectique plomb-bismuth (LBE). La suppression du bismuth dans le réfrigérant, réduit donc les problèmes associés à la dissipation de la chaleur de décroissance.]

Aux États-Unis, le programme de réacteur rapide refroidi au plomb Génération IV (*Gen. IV LFR*) est actuellement centré sur les réacteurs de taille petite à moyenne avec une durée de vie du cœur >20 ans et sans rechargement sur site. Les températures de pic de gaine sont limitées à 650°C et la température en sortie du cœur à ~560°C.

Au Japon, J-PARC dispose d'un élément de transmutation pour concevoir, construire et tester un système de transmutation ADS refroidi à l'eutectique plomb-bismuth (LBE) avec une cible de spallation d'eutectique plomb-bismuth (LBE) ; les conditions du système sont similaires à celles présentes dans EUROTRANS. D'autres programmes développent des concepts qui recourent à du métal liquide lourd (MLL) (HLM) dans les réacteurs avancés ou dans les échangeurs thermiques intermédiaires, avec des conditions similaires (voire des conditions moins exigeantes) à celles du réacteur rapide refroidi au plomb (RRRP) (LFR) des États-Unis.

En Corée du Sud, les programmes de réacteurs ADS et PEACER développent les métaux liquides lourds (HLM) en collaboration avec des partenaires internationaux.

Il est intéressant de mentionner ici la mise en place récente du projet de laboratoire européen virtuel du plomb et de son site Web (VELLA, *Virtual European Lead Laboratory*, VELLA, 2008). Comme cela est expliqué sur le site :

« VELLA vise à homogénéiser le secteur de la recherche européen dans le domaine des technologies du plomb pour les applications nucléaires, afin de créer une plate-forme de travail commune qui sera maintenue lorsque l'initiative prendra fin. VELLA prévoit à la fois de créer un réseau associant tous les principaux laboratoires et de créer un lien solide entre les différents groupes d'experts, d'adopter une définition commune des bonnes pratiques opérationnelles et d'encourager les échanges des résultats scientifiques au moyen d'outils et de procédures appropriés et novateurs. Il a également des objectifs ambitieux : favoriser l'accès aux principales installations existantes dans l'UE pour les différents groupes de spécialistes, soutenir le développement technologique et les activités de qualification, et créer une communauté scientifique européenne homogène, organisée pour prendre en charge tous les défis technologiques requis et les exigences nécessaires en matière de recherche. »

3.6.1.3 Aspects relatifs aux matériaux dans les réacteurs à haute température

Les programmes GNEP et Génération IV servant de guide dans l'éventail de la recherche, il est possible de faire les commentaires suivants à propos des matériaux métalliques dans les futures conceptions.

- i) Réacteur à très haute température (RTHT) (VHTR). De nouveaux matériaux sont requis pour atteindre une température de sortie de 1000°C et pour disposer d'une capacité de fonctionnement sécurisé au-delà des conditions normales. En ce qui concerne les métaux, des matériaux haute température seront requis pour les éléments internes, les tuyauteries, les vannes, les échangeurs thermiques et les sous-composants des turbines à gaz (GIF, 2007).
- ii) Réacteurs rapides refroidis au sodium (RRRS) (SFR, *sodium-cooled fast reactor*). L'expérience acquise sur les réacteurs rapides anciens ou en service indique des besoins particuliers dans le domaine des doses élevées de neutrons rapides. Par exemple, il est nécessaire de pouvoir résister aux fluences jusqu'à 200 dpa afin d'obtenir un taux de combustion (burn-up) d'environ 20 % (Maloy, 2007) à des températures d'irradiation de 400-550°C avec les aciers ferritiques/martensitiques (F/M) à faible activation. À plus long terme, l'objectif de taux de combustion (burn-up) supérieurs à 20 % et de températures plus élevées (>550°C) dénote un besoin de matériaux avancés tels que les aciers F/M renforcés par dispersion d'oxydes (ODS, *oxide dispersion strengthened*). Les effets de petites additions d'éléments (Si, Ta, etc.) sur la résistance à l'irradiation et à la corrosion doivent être compris. Un problème de matériaux majeur lié aux RRRS (SFR) se produit dans le générateur de vapeur, où du sodium liquide à ~500°C circule (sur 30 km) à travers des tubes de ~10 mm de diamètre et d'une épaisseur de 1-2 mm pour produire de la vapeur à partir d'un écoulement d'eau liquide à contre-courant.
- iii) *Gas-cooled fast reactor* (RRRG) (GFR, *gas-cooled fast reactors*). Comme pour les RRRS (SFR), il est nécessaire de développer des matériaux avec une résistance supérieure aux neutrons rapides dans des conditions de très haute température. « Le RRRS bénéficiera des synergies avec le RTHT (VHTR), où le développement d'une turbine à hélium hautes performances et de technologies de couplage pour les applications thermiques est en cours » (GCFR, 2007). Il existe des liens avec les projets FP6 RAPHAEL (2008) et ExtreMat (Bayern, 2007) pour le développement de matériaux.

Les futures applications pourront nécessiter des températures supérieures, mais cette évolution se situe au-delà de l'horizon de planification actuel. Des travaux de R&D poussés sur les matériaux et la technologie des réfrigérants seraient requis si cela devait se produire et des matériaux tels que les aciers F/M renforcés par dispersion d'oxydes (ODS, *oxide dispersion strengthened*) et/ou les aciers ferritiques/martensitiques avancés présenteraient un intérêt pour les températures proches de 650-700°C, où le Pb remplacerait probablement l'eutectique plomb-bismuth (LBE) dans les systèmes nucléaires MLL (HLM). À >750-800°C, les métaux et les alliages réfractaires, les céramiques et les composites sont des candidats potentiels. Une technologie de refroidissement et une méthodologie de conception, de construction et de fonctionnement très différents seront requises. La stabilité à l'irradiation, la résistance à la fatigue, la fabrication, etc., représentent un challenge et le Pb « risque d'être le seul choix possible, dans la mesure où l'eutectique plomb-bismuth (LBE) et les technologies associées n'offrent plus d'avantages intrinsèques ou d'expérience » (AEN, 2007).

3.6.2 Matériaux modérateurs¹⁸

Le graphite a été employé comme modérateur depuis la naissance de l'énergie nucléaire dans les années 1940. Il est constitutif du cœur des réacteurs Magnox, AGR et RBMK actuellement en service, ainsi que des éléments combustible et des réflecteurs dans les conceptions de RHT (HTR) expérimentaux/prototypes, tels le PBMR (Afrique du Sud), HTR-10 (Chine) et HTTR (Japon), ainsi que les futurs RTHT (VHTR) Génération IV. L'emploi du graphite comme modérateur fixe dans la plupart des réacteurs au graphite implique qu'il est soumis à un flux de neutrons intense tout au long de la vie du réacteur et, donc, qu'il subit des dégâts causés par l'irradiation dans des proportions considérables. Cela induit des changements importants dans les dimensions et les propriétés du graphite.

La prévision de la vie et du comportement des composants en graphite dépend des relations empiriques obtenues de petits échantillons irradiés dans les réacteurs d'essai de matériaux (MTR).

Avec le prolongement de la vie des centrales existantes et le développement de nouveaux types de graphite pour les nouveaux RHT/RTHT (HTR/VHTR), il est devenu indispensable de mieux comprendre les fondements de la relation entre les dommages d'irradiation dans la microstructure du graphite et les modifications des propriétés macroscopiques. Cette compréhension est requise pour interpoler et extrapoler la base de données et les modèles actuels à la fin de vie des installations existantes et aux conditions plus exigeantes requises dans les nouvelles conceptions.

Au Royaume-Uni, les changements dimensionnels et de propriétés des réacteurs Magnox et AGR dus à l'irradiation par les neutrons rapides sont rendus encore plus compliqués par l'oxydation radiolytique simultanée du graphite par le dioxyde de carbone utilisé comme réfrigérant. L'apparition de fissures dans certains composants du modérateur britannique de manière anticipée par rapport aux prévisions a conduit à des programmes de recherche poussés dirigés par l'industrie, notamment un programme de réacteur d'essai de matériaux (MTR) dans le réacteur à haut flux (HFR) (HFR) installé à Petten. Par ailleurs, un Comité technique consultatif sur le graphite (GTAC, *Graphite Technical Advisory Committee*) a été créé au Royaume-Uni pour conseiller l'autorité de régulation sur ces questions (UK HSE, 2007).

En général, la recherche sur le graphite doit permettre de comprendre les changements dans les propriétés suivantes pendant l'irradiation en cœur dans des conditions de fonctionnement normales et transitoires : dimension, coefficient de dilatation thermique, module de Young, résistance, conductivité thermique, densité et fluage par irradiation ; voir, par exemple (Marsden, 2006). Concernant le graphite, se pose également la question de la variabilité résultant des différentes voies de fabrication. Si l'on considère les effets potentiels lors du déclassement ultérieur du réacteur, l'emplacement des impuretés et le contenu isotopique ainsi que le comportement de ces dernières dans des conditions propices à la lixiviation ou à la mobilité sont importants pour pouvoir comprendre les moyens de les éliminer ou de les traiter. Certains de ces essais ne sont pas faciles à réaliser ; c'est le cas, par exemple, des essais de fluage par irradiation, où l'échantillon doit être chargé pendant l'irradiation. Un examen de la sélection du graphite pour la centrale nucléaire de la prochaine génération (NGNP, *Next Generation Nuclear Plant*) est proposé dans (Burchell, 2007) et les

18. Merci à B. Marsden, de l'université de Manchester (Royaume-Uni) pour sa contribution à la préparation de cette section.

autres problèmes actuels liés au graphite ont été identifiés dans le récent processus « PIRT » (US NRC, 2007). Le programme RTHT (VHTR) dans le cadre du projet Génération IV (GIF, 2007) indique que l'ensemble des travaux sur le graphite a réalisé des progrès considérables. Voir aussi l'analyse de van der Laan, *et al.* (2008).

L'utilisation de réacteurs modérés au graphite depuis les premières applications d'énergie nucléaire au début des années 1940 signifie qu'il faudra traiter des quantités importantes de déchets de graphite (~250 000 tonnes dans le monde) provenant de réacteurs tels que le Magnox au Royaume-Uni et en France, l'AGR au Royaume-Uni, le RBMK en Russie, et de divers réacteurs de production de plutonium. Bien que la question des déchets ne soit pas abordée dans le présent rapport, cela signifie que le travail de recherche requis sur les matériaux graphite est en partie tourné vers le passé, en ce qui concerne le déclassement, et en partie tourné vers l'avenir, en ce qui concerne les nouvelles conceptions : RMLB (PBMR), RHT (HTR) et RTHT (VHTR) (AIEA, 2006). Le problème est traité dans le cadre d'un programme FP7 quadriennal de l'Union européenne intitulé CARBOWASTE (Banford, 2008).

3.6.3 Installations requises pour la science et les essais de matériaux

Trois types d'installations sont nécessaires pour : i) l'irradiation des matériaux ; ii) la validation de la modélisation/caractérisation des matériaux; iii) les essais de matériaux.

3.6.3.1 Irradiation des matériaux

À côté des combustibles, la plupart des matériaux de structure nucléaires seront soumis à des conditions d'irradiation de modérées à graves, souvent associées à des températures de service élevées. Ainsi, les installations d'irradiation où les scénarios de fonctionnement peuvent être reproduits dans des conditions contrôlées sont une exigence préalable, par exemple :

- réacteurs (neutrons : thermiques, spectres rapides) ;
- sources de spallation ;
- accélérateurs de particules (protons, alphas, ions) ;
- installations spécialisées (par exemple, pour irradiation par des neutrons de 14 MeV appropriés à la fusion).

En voici quelques exemples :

- Réacteur :
 - spectre mixte : HFIR (ORNL, 2008), ATR (INL, 2007), HFR à Petten (NRG, 2008), BR2 à Mol (SCK•CEN, 2008), OSIRIS au CEA Saclay (CEA, 2008d) et le Réacteur Jules Horowitz (CEA, 2008c ; EC, 2008a);
 - spectre rapide : JOYO au Japon (JAEA, 2008e), BOR-60 en Russie (RIAR, 2008).
- Sources de spallation : MEGAPIE (PSI, 2008), programme STIP (dans la source PSI-SINQ) (Dai, 2003) et la nouvelle station d'essais de matériaux (MTS, *Materials Test Station*) (LANL, 2008 ; Capiello, 2006) au LANSCE (2008a). [NB MTS « sera la seule installation aux États-Unis capable de produire les capacités d'irradiation nécessaires jusqu'à ce qu'un nouveau réacteur d'essai rapide soit construit » (Capiello, 2006).]
- Implants ioniques (accélérateurs) : IRMA (CNRS Orsay, partie de l'installation JANNUS (Serruys, 2007), en construction).
- Installations dédiées avec un intérêt particulier pour les neutrons de fusion de 14 MeV qui auront également des applications de réacteur de fission : installation IFMIF prévue (ENEA, 2008).

3.6.3.2 Validation de la modélisation et caractérisation des matériaux

Les modèles et les simulations peuvent être validés par comparaison avec des expériences soigneusement planifiées, à l'aide de techniques utilisant des conditions de fonctionnement représentatives dans les plages appropriées d'énergie et de quantité de mouvement. Aux petites échelles de temps et de longueur, les techniques de diffusion des neutrons et du rayonnement synchrotron sont deux approches expérimentales presque uniques qui exigent des installations et des investissements importants dans des environnements d'accompagnement des échantillons (par exemple, pour manipuler les échantillons actifs), mais dont les résultats sont en corrélation directe avec la simulation des propriétés statiques et dynamiques. Ces approches ont porté leurs fruits dans de nombreuses autres branches de la science des matériaux.

Les chercheurs combinent les résultats de ces deux techniques complémentaires avec d'autres résultats obtenus via des techniques telles que la spectroscopie d'annihilation de positron, la microscopie électronique ou la tomographie par sonde atomique, de manière à obtenir un aperçu des phénomènes mésoscopiques concernés. Les résultats des mesures de transmission, de la radiographie et de la tomographie (réalisées avec des neutrons épithermiques, thermiques ou froids, avec des rayons X et des gammas ou des protons) sont aussi pertinents pour la modélisation et la simulation dans les gammes mésoscopique et macroscopique ; ils sont également disponibles dans des installations importantes et, dans une certaine mesure, dans des laboratoires plus conventionnels.

Des techniques d'analyse des contraintes basées sur la diffraction des neutrons et des rayons X permettent de déterminer les contraintes dans les composants d'une manière non destructive et ont été employées pour valider les calculs par éléments finis. En fait, il existe maintenant une relation étroite entre les techniques de diffraction et la micro/nano mécanique.

Exemples d'installations de diffusion de neutrons et de rayonnement synchrotron :

- Basées sur des réacteurs : ILL (international, implanté en France) (ILL, 2008), FRM-II (Allemagne) (TUM, 2008), OPAL (Australie) (ANSTO, 2008).
- Sources de spallation : ISIS (Royaume-Uni) (ISIS, 2008), SNS (ORNL, 2008b), LANSCE (Los Alamos) (LANSCE, 2008a), Source de spallation européenne (planifiée, UE) (ENP, 2003a).
- Sources de rayonnement synchrotron : Installation européenne de rayonnement synchrotron (internationale, implantée en France) (ESRF, 2008), Générateur évolué de photons (APS, Advanced Photon Source) (Laboratoire national d'Argonne) (ANL, 2008), SOLEIL (France) (SOLEIL, 2007), Diamond (Royaume-Uni) (DLS, 2008).

La plupart des installations répertoriées sous ce titre disposeront d'instruments spécialisés (lignes de faisceau) particulièrement adaptés aux études des matériaux nucléaires concernant la validation de l'approche de la modélisation multi-échelle (Maloy, 2007), la simulation, et le développement des matériaux en général. Il s'agira normalement de :

- spectromètres de neutrons pour permettre les mesures de densité des états et des relations de dispersion des phonons, à comparer avec les résultats des calculs *ab initio* ;
- diffractomètres pour l'identification et la caractérisation des phases (y compris la taille de grain) ;
- lignes de faisceau de spectroscopie d'absorption des rayons X (XAS) pour l'étude de l'ordre à courte distance, les sphères de coordination, les effets dans les aciers ODS et les autres matériaux nanostructurés ;
- lignes de faisceau de dichroïsme circulaire magnétique et lignes de faisceau de neutrons polarisés (comportement de l'alliage lié aux effets magnétiques) ;
- diffractomètres de neutrons aux petits angles (tailles des pores, vides, inclusions) ;
- tomographie et radiographie à spectre blanc, et techniques de transmission résolues en énergie pour l'imagerie tridimensionnelle méso- et macroscopique ;
- analyse des contraintes (neutrons thermiques, rayons X à haute énergie) pour comparaison avec les calculs des contraintes par éléments finis et la détermination des constantes élastiques cristallographiques.

3.6.3.3 Essais de matériaux

Des installations resteront nécessaires pour les *essais mécaniques* (notamment la détermination des propriétés élastiques et du comportement à la fatigue) et les études sur la *compatibilité chimique* dans des conditions de température, d'irradiation et d'environnement chimique combinées proches des conditions en service. Exemples : boucles pour étudier la corrosion dans les métaux liquides (Na, Pb-Bi, Hg), l'eau supercritique ou la carburation/décarburation.

Exemples d'essais mécaniques et de boucles de corrosion :

- métaux liquides – voir les nombreux exemples dans le manuel LBE (*LBE Handbook*) (AEN, 2007) ;
- corrosion dans l'eau supercritique (boucles au JRC de Petten et CIEMAT) ;
- boucles pour compatibilité He/matériaux (impurs) pour RHT/RTHT ((V)HTR) (CEA Grenoble, ENEA Brasimone, EdF, Areva) ;
- installations d'essais de fluage à grande échelle (installation « Airbus » du CEA) ;
- boucles de carburation/décarburation (JRC Petten) ;
- installations corrosion + irradiation (installation ICE au LANL).

L'intérêt récent pour la modélisation et la simulation multi-échelle des combustibles nucléaires et des matériaux de structure a suscité la constitution d'une nouvelle activité du Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN : « WPMM : Groupe de travail sur la modélisation multi-échelle des combustibles et des matériaux de structure pour les systèmes nucléaires (*Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems*) » (AEN, 2008E). Au moment de la rédaction du présent document, la définition précise du portefeuille d'activités du nouveau groupe de travail doit encore être convenue entre les pays membres. Le contexte et le champ d'application du WPMM pourraient servir à fournir des indications sur les installations de recherche et d'essais nécessaires aux outils de simulation existants et en cours de développement pour leur validation expérimentale.

Certainement, ces installations ne sont pas spécifiquement prévues à cet effet et elles seront utilisées de manière intensive pour des objectifs de plus grande envergure : développement de matériaux, caractérisation et qualification dans le domaine de l'énergie nucléaire. Il faut noter que certaines des installations seront également utilisées (largement) pour l'expérimentation dans d'autres disciplines non liées à l'énergie nucléaire.

3.6.4 Conclusions et recommandations – matériaux

Des installations devront continuer de couvrir tout l'éventail des exigences pour : i) l'irradiation des matériaux ; ii) la validation de la modélisation/caractérisation des matériaux ; iii) les essais de matériaux.

En particulier, la disponibilité permanente de réacteurs d'essai de matériaux (MTR) et des installations que ces réacteurs peuvent fournir est considérée comme une caractéristique essentielle de l'étude des matériaux pertinents pour les réacteurs et les autres branches de la science nucléaire. Le champ d'application des capacités d'irradiation devra s'élargir au fur et à mesure que les exigences du travail sur les nouveaux types de réacteurs évolueront.

La disponibilité de grandes installations telles que des sources de spallation et des réacteurs pour l'analyse des matériaux est également considérée comme essentielle. Les sources de spallation peuvent aussi être des sources de neutrons précieuses pour l'irradiation des matériaux, en complément des installations disponibles dans les MTR.

3.7 Sûreté

La sûreté est, naturellement, un problème primordial pour toute la recherche dans le domaine nucléaire. Il faut noter que l'activité du CSIN de l'AEN a abouti à la publication récente du rapport SFEAR (AEN, 2007d), centré directement sur cette question de la sûreté. Les sections suivantes sont donc en grande partie issues de ce rapport et de la coopération avec le groupe CSIN/SFEAR. Mais les attributions du SFEAR étaient expressément limitées et elles ne couvrent donc pas tout l'éventail des

sujets du présent rapport. Pour être explicite, le rapport SFEAR était centré sur « les problèmes de sûreté, les besoins de la recherche et la prise en charge des installations de recherche associées aux réacteurs refroidis à l'eau actuellement en service dans les pays membres de l'AEN. Ces réacteurs incluent des réacteurs à eau pressurisée (REP) (PWR), des réacteurs à eau bouillante (REB) (BWR), des réacteurs à eau lourde pressurisée (REL) (PHWR) et des VVER conçus par les russes. » Par ailleurs, une attention particulière a été accordée aux réacteurs à haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTGR). Les réacteurs rapides, cependant, n'ont pas été pris en compte par le groupe SFEAR.

Nous avons également consigné ci-après quelques recommandations du rapport SFEAR. Le rapport SFEAR reconnaît que la mise en œuvre des recommandations ci-dessous « dépend de l'intérêt et de l'engagement des pays hôtes à fournir suffisamment de ressources pour attirer la participation des autres parties intéressées et de la capacité à proposer des programmes expérimentaux appropriés pour la résolution des problèmes et présentant un intérêt pour les pays membres. » Pour un complément d'informations sur le rapport SFEAR, voir la Section 4.1.

Un autre sujet abordé par le rapport SFEAR était le combustible nucléaire ; pour éviter un chevauchement avec la Section 3.5, nous n'avons pas répété les informations dans cette section.

En revanche, les informations sur les systèmes qui ont un rapport avec la sûreté nucléaire, mais qui ne sont pas spécifiques à l'industrie nucléaire, par exemple, le contrôle et la surveillance des installations, les effets sismiques et la prévention des incendies, n'ont pas été développées dans le présent document. Pour plus de détails, se reporter au rapport SFEAR (AEN, 2007d).

3.7.1 Thermohydraulique

La thermohydraulique (T/H) est devenue l'une des principales disciplines de sûreté nucléaire lorsque les accidents envisagés, tels les accidents de perte de réfrigérant (APRP) (LOCA) et autres transitoires thermohydrauliques, ont été identifiés comme le problème dominant pour la sûreté des REL (LWR). Dans la mesure où une expérimentation à pleine échelle n'était pas réalisable dans la plupart des situations, des développements importants en matière de calcul ont dû être réalisés afin de pouvoir simuler correctement ces transitoires, dont les résultats étaient requis pour les dossiers de sûreté de ces réacteurs. De nombreux programmes expérimentaux nationaux et internationaux ont fourni les données nécessaires à la compréhension des phénomènes et à leur simulation. [NB Certaines installations thermohydrauliques sont importantes, non seulement pour les études liées à la sûreté, mais aussi pour l'étude des concepts de base.]

Le CSIN a toujours accordé une grande importance au problème de la validation des codes thermohydrauliques et à la base de données indispensable pour une telle validation. Les résultats de ces programmes fournissent une base solide pour la validation des modèles dans les systèmes de codes classiques largement utilisés tels que ATHLET (Allemagne), CATHARE (France), RELAP (États-Unis), etc. Mais ces données sont souvent insuffisantes pour valider les systèmes de codes 3-D associant la neutronique et la thermohydraulique. Des données complémentaires provenant de mesures et d'expériences dans les centrales sont souvent utilisées à cet effet. Plusieurs exercices, concernant des REB (BWR), des REP (PWR) et des VVER, sont actuellement organisés conjointement par le Comité des sciences nucléaires (CSN) et le CSIN.

Au cours des dernières années, le CSIN a lancé des initiatives de soutien pour les installations thermohydrauliques qui risquaient de fermer. Ce soutien a été apporté par le biais de projets internationaux consacrés à des questions d'un large intérêt international et centrés sur les capacités techniques des installations sélectionnées. Ces projets sont toujours en cours et incluent SETH (AEN, 2008jj), PKL (AEN, 2008ee ; AREVA, 2004), PSB-VVER (AEN, 2008ff) et ROSA (AEN, 2008hh).

Le projet SETH a commencé avec un programme expérimental dans les installations PKL (AREVA, 2004) et PANDA (PSI, n.d.), qui avaient été recommandées pour une prise en considération internationale (AEN, 2001). Les expériences menées dans l'installation PKL concernaient le problème des accidents potentiels dus à la dilution du bore dans les réacteurs à eau pressurisée (REP) (PWR). Elles se poursuivent dans le cadre d'un nouveau projet PKL. Les expériences menées dans l'installation PANDA sont destinées à fournir des données sur le flux et la distribution tridimensionnels de gaz de confinement qui sont importantes pour les améliorations de la capacité de prévision des codes, la gestion des accidents et la conception de mesures de mitigation. En relation avec les réacteurs VVER, le projet international PSB-VVER a été lancé avec l'objectif de fournir les

données expérimentales uniques nécessaires à la validation des codes thermohydrauliques utilisés pour l'évaluation de sûreté des réacteurs VVER-1000. Suite à une proposition du JAERI¹⁹, le CSIN a également recommandé de prendre toutes les mesures requises pour mettre en place un projet expérimental international à mener dans l'installation japonaise ROSA.

Au fil du temps, les scénarios les plus préoccupants sont passés des APRP grande brèche aux petites brèches et autres incidents (dilution du bore, etc.) ; en conséquence, les travaux de recherche en thermohydraulique se sont déplacés pour couvrir les phénomènes plus complexes associés à ces catégories d'accidents. Des outils de calcul améliorés ont également été développés afin que ces phénomènes puissent être traités correctement. Bien que les accidents relatifs à la réactivité et les transitoires aient été pris en compte depuis le début du déploiement des REL (LWR), un intérêt croissant a été accordé aux accidents ayant une origine neutronique et un aspect neutronique marqué. En conséquence, on a réalisé que des calculs multidimensionnels couplés thermohydraulique/neutronique sont requis pour réduire le conservatisme des anciennes analyses, plus simplistes, et/ou pour simuler correctement certaines situations complexes. Bien qu'un grand nombre des installations existantes, instrumentées de manière insuffisante, ne puissent pas être utilisées pour valider des outils d'analyse détaillés avec précision (codes CFD, etc.), elles ont été incluses dans cette section par souci d'exhaustivité.

Les nouvelles difficultés auxquelles les autorités de régulation se sont trouvées confrontées après l'accident de Tchernobyl, liées plus généralement à la compréhension et à la simulation des situations et des phénomènes à l'intérieur des réacteurs conçus dans les anciens pays de l'Est, ont créé des exigences supplémentaires pour la recherche et le développement. L'émergence de REL (LWR) avancés avec des systèmes de sûreté passifs a ouvert la voie à des phénomènes et des situations relativement nouveaux, auxquels il fallait s'atteler. De même, la l'augmentation de la puissance des réacteurs existants peut également exiger le perfectionnement et une nouvelle validation des outils analytiques existants et des bases de données expérimentales plus complètes. Les problèmes de sûreté thermohydraulique qui pourraient bénéficier d'une recherche renforcée sont répertoriés dans le rapport SFEAR (AEN, 2007d).

Malgré ces développements continus, souvent effectués sur le plan international, un certain nombre de problèmes de sûreté thermohydraulique doivent attirer l'attention. De nouvelles questions continueront certainement de se poser en rapport avec l'analyse de conception et de sûreté des futurs systèmes de réacteurs. Par exemple, au fur et à mesure que les centrales actuelles continueront de procéder à des changements opérationnels (augmentation de la puissance, etc.), une analyse sera nécessaire pour évaluer les changements dans les marges de sûreté et la réponse d'une centrale face à des conditions anormales. De plus, le recours croissant à une réglementation qui prend en compte les risques (AIEA, 2005) exigera des outils et des données de meilleure qualité.

REL (LWR) : Le CSIN a réalisé un compte rendu sur le comportement des systèmes REL actuels, à travers de vastes programmes d'essais intégraux (AEN, 1996). Cette publication inclut une sélection systématique des données publiquement disponibles pour la validation des codes. Des données thermohydrauliques sont requises couramment pour évaluer les outils analytiques, notamment lorsque de nouveaux problèmes ou de nouvelles conceptions doivent être analysés. L'accent mis actuellement sur une réglementation qui prend en compte les risques dans certains pays, le surcroît d'intérêt porté à une analyse plus détaillée de certains types d'accidents et les nouvelles conceptions de centrale incitent à maintenir une capacité expérimentale pour valider les outils analytiques.

VVER : Le CSIN a également procédé à un examen du niveau de validation des codes thermohydrauliques appliqués à l'analyse des réacteurs VVER (AEN, 1993). Le but était de compléter le compte rendu sur les installations d'essais à effets séparés et intégraux, en incluant les caractéristiques spéciales des systèmes de réacteurs VVER relativement aux APRP (LOCA) petite brèche et grande brèche.

REL (PHWR) : Pour les réacteurs RELP, des programmes expérimentaux ont été réalisés dans des installations spécialisées (par exemple, une installation de collecteur à grande échelle, une installation d'injection d'eau froide, etc.) qui utilisent des composants grandeur nature tels que des collecteurs, des canaux de combustible et des embouts. L'installation RD-14M (AECL, 2004 ; AIEA, 2007c ; Richards, 2002) a été utilisée pour un vaste programme sur l'efficacité des systèmes de refroidissement

19. Aujourd'hui la JAEA.

d'urgence du cœur, de circulation naturelle et de refroidissement à l'arrêt, par une simulation d'essai multi-canaux pleine hauteur.

Pour les installations associées à la thermohydraulique, l'activité SFEAR (AEN, 2007d) a fourni une liste complète et toutes celles référencées par leur nom dans le rapport SFEAR sont intégrées à la base de données RTFDB. Le tableau ci-dessous peut également être consulté.

Canada	RD-14M et MTF
République tchèque	SKODA-VVS
Finlande	PACTEL
Allemagne	PKL
Japon	LSTF LST/ROSA et THYNC
Corée	ATLAS et MIDAS
Russie	PSB-VVER
Suisse	PANDA
États-Unis	APEX et PUMA

Cependant, comme cela a été indiqué plus haut, le rapport SFEAR (AEN, 2007d) ne s'est intéressé qu'aux installations qui répondent à certains critères :

« La portée de cette activité est limitée aux problèmes et aux installations de sûreté associés à la conception, à la construction et au fonctionnement des réacteurs nucléaires (le stockage du combustible usé n'entre pas dans le cadre de cette activité) dans les pays membres de l'CDE et en Russie... »

« ...le groupe a centré son travail sur les installations qui disposent de capacités uniques, dont le remplacement serait très coûteux et qui présentent un grand intérêt pour la résolution des problèmes de sûreté actuels. »

La liste des installations dans ce rapport ne doit donc pas être considérée comme complète, bien qu'elle s'efforce, naturellement, de fournir des détails sur les plus importantes et les plus significatives.

Le présent compte rendu, au contraire, a essayé de collecter des informations pour la base de données RTFDB à partir d'un éventail d'installations plus large et, en conséquence, d'autres sources d'informations ont été examinées.

Par exemple, le Réseau européen pour la consolidation des bases de données expérimentales de systèmes intégrés pour l'analyse de la sûreté thermohydraulique des réacteurs (CERTA, *Consolidation of the Integral System Experimental Data Bases for Reactor Thermal-hydraulic Safety Analysis*, 2008) coordonné par le JRC de la CE à Ispra possède des informations sur un certain nombre d'installations. Plusieurs sont incluses dans le rapport SFEAR, mais ce dernier en répertorie d'autres (arrêtées pour la plupart).

- En service :
 - PACTEL (Finlande) ;
 - PKL (Allemagne) ;
 - PMK-2 (Hongrie) ;
 - PANDA (Suisse).
- Arrêtées :
 - BETHSY (France) ;
 - UPTF (Allemagne) ;
 - LOBI (Italie/JRC Ispra) ;
 - PIPER-ONE (Italie) ;
 - SPES (Italie) ;
 - FIX-II (Suède).

L'installation PKL continue d'être prise en charge dans le cadre du projet OECD PKL-2 (AEN, 2008ee), qui vient de commencer. Ce projet s'intéressera aux problèmes de sûreté concernant les centrales REP (PWR) actuelles et aux nouvelles conceptions de REP, en se concentrant sur les mécanismes de transfert thermique complexes dans les générateurs de vapeur et les processus de précipitation du bore dans des situations d'accidents envisagés. Les essais sur les mécanismes de transfert thermique dans les générateurs de vapeur en présence d'azote seront complétés par des essais dans l'installation d'essais PMK pour les générateurs de vapeur horizontaux.

Dans le cadre du projet SETH-2 de l'OCDE (AEN, 2008jj), qui a débuté en 2007, les phénomènes de confinement après accident appropriés sont étudiés dans les installations PANDA et MISTRA dans le but d'améliorer la modélisation et la validation de la mécanique des fluides numérique et des codes informatiques des paramètres localisés.

Pour indiquer l'évolution actuelle dans les installations, on peut noter que la boucle PACTEL en Finlande est orientée vers VVER-440. Toutefois, lors de la récente conférence AEN/CSIN/GAMA, une proposition visant à transformer PACTEL en une installation de type REP (PWR) occidentale a été présentée [voir (AEN, 2008ww) pour des informations sur le Groupe de travail du CSIN sur la gestion et l'analyse des accidents (CSNI Working Group Accident Management and Analysis)].

Au Japon, la Nuclear Power Engineering Corporation (NUPEC) a réalisé une série de mesures de vide en recourant à des essais sur maquette grandeur nature pour des REB (BWR) et des REP (PWR). Sur la base d'une technologie de tomographie informatique (CT, *computer tomography*) de pointe, la répartition des vides est visualisée sur un maillage plus fin que le sous-canal dans les conditions d'une centrale réelle. Dans cette installation d'essais, NUPEC a également procédé à des séries d'essais de puissance critiques en régimes stabilisé et transitoire basées sur les maquettes grandeur nature équivalentes. Considérant la fiabilité non seulement des données mesurées, mais également des autres paramètres concernés (pression du système, sous-refroidissement à l'entrée, température superficielle des crayons, etc.), ces séries d'essais ont débouché sur la première base de données importante pour le développement de modèles vraiment mécaniques et cohérents en matière de répartition des vides et de transition dans le régime d'ébullition. Cette base de données a été diffusée auprès de l'OCDE/AEN pour les participants à une étude de benchmark ciblée sur les progrès dans le domaine de la théorie des écoulements diphasiques, concernant particulièrement l'évaluation des marges de sûreté pour les réacteurs nucléaires.

Le RHTRG (HTGR) à lit de boulets AVR de Jülich (Allemagne) a fonctionné de 1967 à 1988 ; il a fourni une base expérimentale importante pour modéliser les aspects neutroniques et améliorer la modélisation de la dynamique des fluides pour les réacteurs modulaires à lit de boulets et les RHT (HTR). Cette installation expérimentale est en cours de démantèlement et, au vu du regain d'intérêt pour les RHTRG (HTGR) dans le cadre de l'initiative Génération IV, des installations similaires seront nécessaires pour le déploiement de ces réacteurs dans l'avenir. En particulier, des boucles thermofluides pour évaluer le comportement de ces systèmes devraient être conservées et des installations pour étudier la physique et la thermodynamique couplées des fluides doivent rester disponibles. Depuis 1998, la CE a soutenu le Projet intégré RAPHAEL (RAPHAEL, 2008) qui évalue la viabilité et les performances d'un système innovant pour les centrales nucléaires de la prochaine génération, le réacteur à très haute température (RTHT) (VHTR), capable de fournir à la fois l'électricité et la chaleur pour les applications industrielles.

Les conclusions suivantes ont été tirées du rapport SFEAR (AEN, 2007d) :

À court terme :

« Dans le domaine de la thermohydraulique, quatre installations risquent de fermer à court terme. Deux d'entre elles prennent en charge les travaux thermohydraulique pour les REP (PWR) : PKL et APEX. D'autres installations ayant la même vocation, cependant, ne sont pas en danger à court terme (ROSA, par exemple). Aucune recommandation pour des mesures à court terme n'est donc nécessaire pour les installations T/H REP (PWR T/H). Pour les installations T/H REB (BWR T/H), les deux grosses installations d'essais thermohydrauliques intégraux dans les REB (BWR) existantes (PANDA et PUMA) risquent de fermer d'ici 1 à 2 ans. Ces installations sont uniques et coûteuses ; une au moins devrait être conservée pour soutenir la recherche liée aux problèmes de sûreté des REB (BWR) actuels et futurs. En conséquence, la conservation d'une installation d'essais thermohydrauliques intégraux de REB (BWR) (PANDA ou PUMA) est considérée comme essentielle pour préserver une infrastructure de recherche thermohydraulique de REB (BWR). SESAR est de l'avis que PANDA est l'installation à

conserver de préférence en raison de son échelle, du coût de son remplacement et de sa polyvalence (elle est utile dans le domaine des accidents graves et dans celui de la thermohydraulique). En conséquence, une mesure de la CSIN à court terme est recommandée pour soutenir un programme de recherche coopérative dans PANDA. Il faut noter que les actions de la CSIN résultant du rapport SESAR/FAP ont joué un rôle majeur dans la conservation de PANDA au cours des 5 dernières années. »

À plus long terme :

« Il faut noter que le rapport SESAR/FAP (AEN, 2001) a recommandé de conserver à long terme des installations thermohydrauliques pour chaque type de réacteur majeur en Amérique du Nord, en Europe et en Asie. Toutefois, étant donné la situation actuelle quant au financement des programmes de recherche sur la sûreté, le groupe SFEAR est de l'avis que cette recommandation n'est plus à l'ordre du jour et préconise que la stratégie à long terme pour la conservation des installations garantisse le maintien d'au moins une installation thermohydraulique pour chaque type de réacteur dans le monde. »

Le rapport SFEAR passait ensuite à l'identification des points suivants en rapport avec la thermohydraulique :

- Expertise technique requise : modélisation et analyse.
- Besoins de capacités des installations : installation d'essais à grande échelle pour chaque type de réacteur.
- Facteurs importants pour les installations : l'échelle, la température et la capacité de pression sont des facteurs clés. Le caractère complet de l'installation en ce qui concerne les facteurs tels que les systèmes auxiliaires, le nombre de boucles et la capacité d'instrumentation est important.

3.7.2 Accidents graves

Les accidents graves (SA, Severe Accidents) sont généralement considérés comme des événements qui n'entrent pas dans le cadre de la conception de base classique des centrales nucléaires en activité. La prévention ou l'atténuation des accidents graves sont les principaux facteurs de réduction des risques pour le public liés au fonctionnement des centrales nucléaires. Les scénarios d'accidents graves impliquent un transitoire de déclenchement, par exemple, un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) (LOCA), accompagné de défaillances envisagées de plusieurs systèmes de sûreté, ce qui entrave la capacité à arrêter le réacteur ou à maintenir un refroidissement du combustible approprié. Il en résulte des dégâts importants sur le combustible (fusion du cœur), pouvant entraîner le rejet de quantités considérables de radioactivité du système primaire dans l'enceinte. Dans certaines circonstances, il est possible d'envisager une rupture de l'enceinte ou son contournement (par exemple, suite à une rupture de tubes des générateurs de vapeur dans un REP (PWR)), ce qui provoque un rejet radioactif majeur dans l'environnement. Bien qu'ils ne soient généralement pas pris en compte pendant l'octroi de licence initial, les accidents graves ont été évalués à travers des examens spécifiques des centrales, une analyse générique et le développement de programmes de gestion des accidents.

Depuis de nombreuses années, des programmes nationaux et internationaux importants ont été lancés dans le domaine des accidents graves, et leurs résultats ont été partagés via des « réseaux » internationaux. Le CSIN a joué un rôle majeur dans l'organisation et l'administration de programmes de recherche coopératifs dans ce domaine des accidents graves. Ces programmes incluent le projet RASPLAV (mené en Russie pour évaluer la charge thermique sur le fond inférieur de la cuve dans des conditions de fusion du cœur) (AEN, 2008gg), le projet Sandia d'étude de la rupture du fond inférieur de la cuve (conduit aux États-Unis pour évaluer le comportement mécanique du fond inférieur de la cuve dans des conditions d'accident grave sous pression) (AEN, 2008ii), le projet MCCI (conduit aux États-Unis pour évaluer le refroidissement des débris du cœur fondu hors cuve et les interactions avec l'enceinte de confinement en béton) (AEN, 2008dd), le projet MASCA (conduit en Russie pour mesurer les propriétés physiques des matériaux du cœur en fusion) (AEN, 2008cc ; RRC KI, n.d.) et le projet SERENA (un programme analytique d'évaluation de l'état des connaissances sur les interactions combustible-réfrigérant) (AEN, 2008kk). Par ailleurs, le CSIN a sponsorisé un projet visant à évaluer les stratégies de gestion des accidents et à identifier des domaines de consensus et intitulé SESAM (Senior

Group of Experts on Severe Accident Management) (AEN, 2007). Ces programmes ont contribué à enrichir les connaissances sur les phénomènes liés aux accidents graves, la résolution des questions liées aux accidents graves et les possibilités de prendre des mesures de gestion des accidents pour enrayer ou atténuer la progression des accidents. Ils ont également servi à éviter l'arrêt prématuré de certaines installations clés. Cependant, des problèmes importants subsistent et doivent être étudiés pour permettre l'exploitation sûre et continue des centrales nucléaires via la gestion des accidents graves et/ou la réduction des risques potentiels de scénarios d'accident grave et aussi pour autoriser de nouveaux types de REL (LWR) et de RELP (PHWR).

Les problèmes et les phénomènes relatifs aux accidents graves qui peuvent bénéficier de recherches supplémentaires sont liés à la réduction des incertitudes qui subsistent dans la progression et l'atténuation des accidents, et à la compréhension des implications pour la sûreté des changements dans la conception des centrales ou les caractéristiques de fonctionnement (combustible à fort taux de combustion (burn-up), combustible MOX, etc.).

Les problèmes sont regroupés en fonction des étapes de progression d'un accident grave et des phénomènes présents à chacune de ces étapes :

- phénomènes en cuve [chauffage du cœur, fusion gaine/combustible et relocalisation, génération de gaz combustible, interaction combustible-réfrigérant (FCI, *fuel-coolant interaction*)] ;
- phénomènes hors cuve [rupture de la cuve, interaction corium-béton, chauffage direct de l'enveloppe (DCH, *direct containment heating*), interaction combustible-réfrigérant (FCI), génération de gaz combustible] ;
- terme source [quantité, forme chimique, transport et timing du rejet des produits de fission du combustible, système de refroidissement du réacteur (RCS, *reactor coolant system*) et enceinte] ;
- intégrité de l'enveloppe (capacité de l'enveloppe à résister pendant un accident grave aux conditions engendrées par la combustion des gaz combustibles, la chaleur de décroissance, l'attaque par le corium) ;
- gestion des accidents (mesures qui peuvent être prises pour mettre fin ou atténuer aux/les conséquences d'un accident grave).

La prévention des accidents graves (endommagement du cœur) et la manière de les gérer s'ils surviennent restent un objectif important pour que les centrales nucléaires REL (LWR) et RELP (PHWR) continuent de fonctionner en toute sécurité. Bien que la progression de la fusion en cuve soit relativement bien comprise, des incertitudes importantes demeurent lorsqu'il s'agit de prévoir le maintien ou non des matériaux du cœur fondus dans la cuve, les conséquences d'une sortie des matériaux du cœur fondus hors de la cuve du réacteur (possibilité de refroidissement, gaz combustible) et la génération d'un terme source. Ces incertitudes englobent également la prévision des meilleures stratégies de gestion des accidents pour préserver l'intégrité de la cuve sous pression du réacteur (RPV, *reactor pressure vessel*) et de l'enveloppe, ainsi que la réduction de la quantité de matières radioactives susceptibles d'être rejetées dans l'atmosphère.

La résolution des problèmes d'accident grave via la prévention ou l'atténuation est l'objectif des autres thèmes de recherche. Cela peut passer par des changements de conception, une analyse montrant que le problème a peu d'impact sur la sûreté ou le développement de stratégies pour arrêter ou atténuer les accidents graves avant qu'ils ne provoquent le rejet de grosses quantités de matières radioactives dans l'environnement. Afin de réduire les incertitudes, les recherches actuelles devraient être menées à une échelle suffisante pour étudier les phénomènes importants et utiliser, si possible, des matériaux réels.

Les RELP (PHWR) sont confrontés aux mêmes problèmes que les REL (LWR) en matière d'accidents graves ; toutefois, la progression de la fusion du cœur dans un réacteur à tubes de force présente des difficultés supplémentaires associées à la propagation d'une rupture de tube de force, à l'interaction combustible-réfrigérant ou combustible-modérateur et au risque de surpression sur la calandre (*calendria*) du réacteur pouvant provoquer une rupture de celle-ci et une autre rupture de tube de force.

Les conclusions à court et moyen terme découlent du rapport SFEAR (AEN, 2007d) :

« Dans le domaine des accidents graves, la plupart des installations qui prennent en charge la résolution des problèmes de sûreté suivants pour les REB (BWR), les REP (PWR), les VVERs et les RAEL (ALWR) sont en danger à court terme :

- pré-conditions de fusion du cœur ;
- contrôle des gaz combustibles ;
- possibilité de refroidissement des cœurs surchauffés.

À partir d'un examen des installations en danger à court terme²⁰, le groupe a conclu que les installations suivantes devaient être préservées en raison de leur importance dans la résolution des problèmes susmentionnés (comme illustré par leur classement relativement haut), des coûts de remplacement, de leur polyvalence et de leur intérêt dans la préservation de l'infrastructure à long terme :

- PHEBUS (Belpomo, 2005) ;
- QUENCH (FZK, 2008a) ;
- MISTRA (CEA, 2005). »

Le rapport SFEAR aborde en détail chacune de ces recommandations (AEN, 2007d). S'y reporter pour de plus amples informations. L'attention est cependant attirée sur un fait mentionné dans le rapport SFEAR : « il faut reconnaître que la mise en œuvre des recommandations ci-dessus dépend de l'intérêt et de l'engagement des pays hôtes à fournir des ressources suffisantes pour attirer la participation des autres parties concernées, et de la capacité à proposer des programmes expérimentaux pertinents pour la résolution des problèmes et présentant un intérêt pour les pays membres. »

[NB Entre-temps, depuis la rédaction de la version préliminaire du rapport SFEAR, une confirmation a été fournie par l'arrêt planifié de PHEBUS (Belpomo, 2005). Malgré la reconnaissance générale de l'importance de l'installation, notamment en dehors de la France, les considérations relatives aux coûts d'exploitation et la rareté des propositions/clients pour les nouveaux programmes ont prévalu dans la décision d'arrêt.]

Le rapport SFEAR signale les installations critiques suivantes comme devant être surveillées à long terme :

- Essais intégraux : PHEBUS (Belpomo, 2005).
- Phénomènes en cuve : QUENCH (FZK, 2008a), VERDON (CEA, 2008h), KROTOS (CEA, 2006a, 2008f), Installation de sûreté des canaux de combustible (Fuel Channel Safety Facility) (Réf. [3] dans AEN, 2007d).
- Phénomènes hors cuve : MCCI (AEN, 2008dd), VULCANO (CEA, 2006a), ThAI (AEN, 2008ll), KROTOS (CEA, 2006a, 2008f).
- Mélange/combustion dans l'enclume : PANDA (PSI, n.d.), LSCF (Krause, 2007), ThAI (AEN, 2008ll), MISTRA (CEA, 2005).

Le rapport SFEAR a également identifié les points suivants en rapport avec des accidents graves :

- Expertise technique requise : phénomènes, modélisation de la progression et analyse.
- Besoins de capacités des installations : essais dans le réacteur ou hors réacteur portant sur le rejet et le transport des produits de fission, le refroidissement des débris de cœur, contrôle des gaz combustibles et stratégies AM.
- Facteurs importants pour les installations : l'utilisation de matériaux prototypes et d'une grande échelle sont des facteurs importants.

20. Neuf de ces installations sont répertoriées dans le Tableau 4-1 du rapport SFEAR (AEN, 2007d).

Indépendant de l'activité SFEAR, le projet SARnet de l'UE (SARnet, 2005) a récemment proposé quelques priorités en matière de recherche pour les Problèmes de recherche EURSAFE (ERI, EURSAFE Research Issues) dans ce secteur (Schwinges, 2007 ; Trambauer, 2007):

Priorité haute : 6 problèmes :

- possibilité de refroidissement du cœur pendant le renoyage et le refroidissement des débris, possibilité de refroidissement du corium dans le fond de cuve ;
- configuration du bain de fusion hors cuve lors d'une MCCI et refroidissement du corium hors cuve par noyage par le haut ;
- relocalisation du bain fondu dans l'eau, interaction combustible-liquide de refroidissement (FCI, Fuel Coolant Interaction) hors cuve ;
- mélange et combustion de l'hydrogène dans l'enceinte ;
- impact de l'oxydation sur le terme source (conditions d'oxydation du Ru / entrée d'air pour les éléments combustibles à fort taux de combustion et pour les MOX);
- chimie de l'iode dans le système de refroidissement du réacteur (RCS) et dans l'enceinte.

Priorité moyenne : 3 problèmes :

[NB « Ces éléments devraient être étudiés davantage comme cela est déjà prévu dans les différents programmes de recherche. »]

- génération d'hydrogène pendant le renoyage et relocalisation du bain fondu dans la cuve ;
- intégrité de la cuve sous pression du réacteur (RPV) après un refroidissement externe de la cuve ;
- chauffage direct de l'enceinte.

Pour quatre problèmes, les connaissances actuelles sont considérées comme suffisantes, vu l'état actuel et la progression des connaissances, l'importance des risques et de la sûreté, et compte tenu des activités en cours à l'extérieur de SARnet. Ces problèmes sont donc en basse priorité et pourraient être clos une fois les activités connexes terminées :

- possibilité de refroidissement du corium dans le cendrier extérieur ;
- relachement du corium après rupture de la cuve ;
- impact du comportement des aérosols sur le terme source (dans les tubes des générateurs de vapeur et dans les fissures de l'enceinte de confinement) ;
- impact du renoyage du cœur sur le terme source.

Trois autres problèmes sont considérés comme « problèmes pouvant être clos » Compte tenu de l'état actuel des connaissances et de l'importance du risque, aucun autre programme expérimental n'est nécessaire.

- intégrité du système de refroidissement du réacteur et répartition de la chaleur ;
- cendrier hors cuve et interaction corium-céramique, refroidissement par injection d'eau par le bas ;
- FCI comportant une explosion de vapeur dans la cuve fragilisée.

Il convient par ailleurs de mentionner d'autres programmes expérimentaux non inclus dans le rapport SFEAR. Par exemple, les essais CODEX (Hózer, 2003, 2006) ont généré des informations importantes sur les phénomènes en cuve des VVER et sur les problèmes de pénétration d'air.

3.7.3 Contrôle des réacteurs

Le contrôle des centrales nucléaires a évolué considérablement au cours des cinquante dernières années. En particulier, la conception des salles de commande et les systèmes d'instrumentation et de commande (I&C) employés dans les centrales nucléaires ont fait des progrès considérables. Les programmes de renouvellement de licence pour les réacteurs Génération II et Génération III existants incluent, entre autres, la modernisation des salles de commande et une introduction séquentielle des systèmes I&C numériques. Les nouvelles centrales Génération III à construire et les centrales Génération III+ planifiées présentent des différences importantes avec les anciennes conceptions sur de nombreux points. En particulier, les salles de commande possèdent des postes de travail informatisés et en position assise, et l'usage des systèmes d'instrumentation et de commande (I&C) numériques est généralisé. Les réacteurs Génération IV, qui sont encore plus avancés, utiliseront probablement des concepts de fonctionnement nettement différents de ceux utilisés aujourd'hui, et les conceptions incluront évidemment des technologies I&C numériques avancées qui devraient continuer d'évoluer rapidement.

L'introduction des systèmes numériques soulève des problèmes liés à la conception, l'octroi d'autorisations, la réalisation et la fiabilité. Les questions importantes sont les suivantes :

- i) comment montrer que les systèmes numériques sont suffisamment sécurisés ;
- ii) comment documenter le fait qu'une salle de commande informatisée est au moins aussi sûre que la salle analogique qu'elle remplace ;
- iii) comment démontrer que les performances humaines seront acceptables dans un futur environnement d'exploitation fortement informatisé.

Des installations telles que le HAMMLAB du projet Halden (IFE, 2005a) doivent répondre aux questions liées à la qualité et à la fiabilité des performances humaines dans les salles de commande, ainsi qu'aux problèmes liés au développement et à l'introduction de technologies et d'applications numériques, dans une perspective à court et à long terme.

3.7.4 Conclusions et recommandations – sûreté

Comme indiqué au début de la Section 3.7, cette partie du rapport découle largement des travaux qui ont abouti au rapport SFEAR (AEN, 2007d). Par conséquent, les conclusions et recommandations qui suivent sont essentiellement celles du rapport SFEAR. Pour un complément d'informations, se reporter à ce dernier. Les paragraphes suivants sont un résumé et concernent à la fois le court terme et le long terme :

- Les efforts du CSIN concernant la préservation des installations doivent se focaliser sur les grosses installations, dont la perte signifierait la perte d'une capacité unique et la perte d'un investissement important qui, dans le climat actuel de resserrement des budgets, ne serait probablement pas remplacé. La préservation inclut également la conservation de l'expertise, des connaissances, des capacités et du personnel indispensables à la conservation de l'infrastructure. (Les précédents efforts du CSIN ont permis de maintenir en activité plusieurs installations importantes au cours des cinq dernières années, contribuant ainsi à l'effort actuel du SFEAR. La fermeture de nombreuses installations importantes, coûteuses et uniques est cependant prévue au cours des cinq prochaines années.)
- Le CSIN et le Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) devraient prendre des mesures pour encourager la coopération de l'industrie en mettant en avant :
 - i) la responsabilité de l'industrie dans le développement de données suffisantes pour prendre en charge leurs applications ;
 - ii) les avantages de la recherche coopérative ;
 - iii) l'intérêt de préserver l'infrastructure de recherche critique.
- En raison du nombre élevé de cellules chaudes et d'autoclaves, chaque pays est invité à surveiller l'état de ces installations essentielles et à porter à l'attention du CSIN toutes les questions concernant une perte d'infrastructure critique.
- Pour certains problèmes de sûreté, aucune installation à grande échelle n'est identifiée pour la conduite de recherches appropriées. Les groupes de travail du CSIN concernés doivent donc déterminer si de telles installations sont requises ou non pour aider à la résolution de ces problèmes.

Court terme

Les recommandations suivantes sont axées sur les mesures que le CSIN doit prendre à court terme pour empêcher la perte d'installations clés menacées d'une fermeture imminente.

- Dans le secteur thermohydraulique, PANDA et PUMA risquent d'être fermés au cours de la prochaine ou des deux prochaines années. Ces installations sont uniques et coûteuses ; une au moins devrait rester disponible. Le rapport SFEAR (AEN, 2007d) propose d'autres arguments et une préférence.
- Dans le domaine des accidents graves, la plupart des installations qui prennent en charge la résolution des problèmes de sûreté suivants pour les REB (BWR), les REP (PWR), les VVER et les RAEL (ALWR) sont en danger à court terme :
 - pré-conditions de fusion du cœur ;
 - contrôle des gaz combustibles ;
 - possibilité de refroidissement des cœurs surchauffés.
- Le rapport SFEAR recommande la préservation de trois installations spécifiques en raison du coût de leur remplacement, de leur classement relatif élevé et de leur polyvalence.
- Dans les autres domaines techniques (combustibles, intégrité des équipements et des structures), aucune mesure à court terme du CSIN n'est recommandée.
- Le rapport SFEAR reconnaît que la mise en œuvre des recommandations ci-dessus dépend de l'intérêt et de l'engagement des pays hôtes à fournir suffisamment de ressources pour attirer la participation des autres parties intéressées et de la capacité à proposer des programmes expérimentaux pertinents pour la résolution des problèmes et présentant un intérêt pour les pays membres.

Long terme

- À plus long terme, il est recommandé au CSIN d'adopter une stratégie pour la préservation d'une infrastructure d'installations de recherche, basée sur la préservation des installations uniques, polyvalentes et difficiles à remplacer. (Cohérente avec les attributions du groupe d'experts, cette recommandation est basée sur le support aux REL (LWR) et aux RELP (PHWR) actuellement en service, et à l'octroi des autorisations pour les futurs RAEL (ALWR) et RELPA (APHWR).) La stratégie devrait tenir compte des priorités à court et moyen terme, du coût de la préservation (même si cela devait se faire au détriment des autres programmes/installations) et des plans d'intervention en cas de perte d'installation.
- Les facteurs qui ont permis d'aboutir aux conclusions et aux recommandations du rapport SFEAR pourraient s'avérer utiles dans le développement d'une stratégie à long terme pour l'évaluation et le lancement de futurs projets de recherche en coopération. Ces facteurs incluent les éléments suivants :
 - coût de fonctionnement et de remplacement des installations ;
 - possibilité de définir un programme expérimental utile ;
 - implication de ressources et priorités à long terme ;
 - participation de l'industrie ;
 - programmes et engagement à long terme des pays hôtes.
- Un tableau des besoins en matière d'infrastructure d'installations de recherche critiques est fourni dans le rapport SFEAR ; celles qui sont considérées comme uniques, difficiles à remplacer et d'une grande importance relative dans leur domaine technique sont identifiées. Il est recommandé au CSIN de surveiller l'état de ces installations sur le long terme avec l'objectif de prendre les mesures qui conviennent pour s'assurer que des installations critiques sont disponibles pour chaque type de réacteur, afin de répondre aux besoins en infrastructures de recherche critiques. Par ailleurs, pour les nouveaux réacteurs et les nouvelles technologies, le CSIN devrait jouer un rôle actif dans le soutien et l'organisation des travaux de recherche coopérative, et contribuer ainsi à la préservation des infrastructures. Comme pour les recommandations à court terme ci-dessus, l'intérêt du pays hôte sera un facteur important pour déterminer quelles installations doivent être préservées.

3.8 Recherche nucléaire et en radiochimie

Les laboratoires nucléaires et de radiochimie sont des installations de recherche polyvalentes et sont utilisés pour des études dans différents domaines, notamment la chimie du cycle du combustible en science nucléaire et la migration des radionucléides à vie longue provenant d'un entreposage de déchets. Bien que cette dernière question soit l'un des sujets les plus importants de la recherche nucléaire et en radiochimie, elle n'entre pas dans le cadre de la présente étude du groupe d'experts.

Les installations décrites dans cette section sont dédiées à la chimie des actinides de base, qui prend en charge la recherche sur les combustibles et le retraitement des combustibles usés, comme indiqué dans la Section 3.5 sur les combustibles et dans la Section 3.4 sur les systèmes pilotés par accélérateur (ADS) et les systèmes de transmutation. L'objectif de la recherche consiste à étudier les caractéristiques chimiques et le comportement spécifique des actinides dans les conditions de divers systèmes (solution aqueuse, solution de sel à forte concentration, sel fondu et métal liquide). Les lignes de faisceaux (rayons X) dans les installations de rayonnement synchrotron sont également des outils essentiels pour l'analyse et la spéciation des éléments actinides et sont décrites plus loin dans cette section.

3.8.1 Laboratoires de chimie des actinides

La série chimique des actinides comprend les quinze éléments chimiques du tableau périodique situés entre l'actinium et le lawrencium, qui possèdent donc un numéro atomique entre 89 et 103 (Morss, 2006). Le terme « actinides » est communément employé pour les désigner, mais l'IUPAC préfère le terme « actinoïdes » (Holden, 2004). Tous les isotopes des actinides sont radioactifs et caractérisés par un nombre croissant d'électrons 5f. Des recherches approfondies ont été menées sur les composés d'actinides présentant un intérêt pour le nucléaire. L'actinium et les éléments compris entre l'américium et le lawrencium présentent de nombreuses caractéristiques chimiques semblables à celles des lanthanides, éléments dont les orbitales 4f sont partiellement ou complètement remplies.

La caractérisation des composés d'actinides nécessite une parfaite compréhension des actinides proprement dits. La description des électrons qui occupent partiellement les orbites 5f de ces systèmes est nécessaire pour prédire de manière fiable les propriétés du combustible nucléaire et les formes des déchets à l'état solide ou les systèmes de séparation à l'état liquide.

Ces études de base en science des actinides ont été réalisées principalement dans des universités et des instituts nationaux. Toutefois, la plupart des laboratoires de radiochimie des universités sont destinées à la formation et ne possèdent pas leurs propres installations capables de traiter les quantités importantes d'actinides (à l'exception de l'uranium et du thorium) requises pour mesurer les propriétés physiques et chimiques. Le plutonium, en particulier, est un élément difficile à traiter au sein des universités à cause des restrictions de licence. D'autres techniques expérimentales utilisent des quantités traces d'actinides ou de lanthanides cibles, mais les résultats obtenus doivent être vérifiés avec des quantités d'actinides appropriées sur le plan technologique.

Il est difficile et coûteux pour chaque université ou institut de construire et entretenir ces installations pour la chimie des actinides, en tenant compte des mesures de sûreté et de sécurité indispensables. Dans ce contexte, certains pays ont organisé des réseaux d'installations consacrés aux recherches sur la chimie des actinides dans le but de partager leurs installations et d'encourager les jeunes chercheurs dans les universités.

ACTINET en Europe

ACTINET (2008) est un consortium dédié à la recherche avancée sur les actinides regroupant plus de 30 organismes de recherche européens. Des installations spéciales telles que des boîtes à gants et des cellules chaudes sont nécessaires pour ce type de recherche avancée. ACTINET rassemble une sélection de différentes parties des principales installations de grands instituts européens [CEA, ITU, INE, SCK•CEN, Centre de recherche de Rossendorf (FZR, *Forschungszentrum Rossendorf*) et Institut Paul Scherrer (PSI, *Paul Scherrer Institut*)]. Pour un complément d'informations sur ACTINET, se reporter à la Section 3.5.2.3 consacrée aux procédés de séparation en développement et à (ACTINET, 2008, 2008a). Le laboratoire d'actinides mineurs (*Minor Actinide laboratory, MA-Lab*) à l'ITU de Karlsruhe (ITU, 2008a) est une installation clé qui possède des cellules chaudes intégrées capables de traiter le combustible irradié et de mesurer les propriétés chimiques de base.

Installations de recherche sur les actinides au Japon

À l'exception du secteur privé, seuls quelques instituts et universités proposent des cellules chaudes et des boîtes à gants capables de traiter les quantités importantes de Np, Pu, Am et Cm requises pour mesurer leurs propriétés physiques et chimiques. Les paragraphes suivants présentent les principales installations japonaises, qui ne sont pas encore aussi bien organisées qu'ACTINET.

La JAEA a configuré une cellule de pyrochimie appelée « TRU-HITEC » (JAEA, 2008m) pour des études sur la chimie des composés d'actinides à haute température (par exemple, mesure d'une réaction oxydation-réduction). TRU-HITEC possède des parois en acier et polyéthylène pour la protection contre les rayonnements gamma et les neutrons et permet d'effectuer des mesures dans des conditions de très grande pureté, d'atmosphère inerte avec des grammes d'américium et des milligrammes de curium.

Le Centre international de recherche en science des matériaux nucléaires (*International Research Centre for Nuclear Materials Science*) de l'université de Tohoku possède un laboratoire chaud à proximité du JMTR (JAEA, 2008f) et du réacteur rapide expérimental, JOYO (JAEA, 2008e). Il a également lancé des recherches sur de nouveaux types de combustible nucléaire utilisant des hydrures ainsi que des mesures des propriétés des composés d'actinides (systèmes de fermions lourds, itinérance, caractère localisé, supraconductivité, etc.).

L'Institut du réacteur de recherche de l'université de Kyoto (KURRI, *Kyoto University Research Reactor Institute*, 2003) possède un laboratoire chaud pour son réacteur de recherche (KURRI, 2006). Les matériaux irradiés (jusqu'à 185 TBq) peuvent être traités dans trois cellules chaudes. L'installation a également servi pour des mesures des propriétés chimiques et électrochimiques des actinides en milieux aqueux et de sels fondus.

Laboratoires de chimie des actinides aux États-Unis

Les laboratoires appartenant au DOE possèdent des installations pour la recherche sur les combustibles et sont répertoriés dans la base de données RTFDB sous le type d'installation « Installations destinées à la manipulation des matières radioactives » (*Radioactive Material Handling Facilities*). C'est le cas, par exemple, des Hot Labs de l'ANL et de l'installation de conditionnement du combustible (FCF, *Fuel Conditioning Facility*) de l'INL. Les laboratoires analytique et de radiochimie rattachés à ces installations sont capables de mesurer les propriétés chimiques des composés d'actinides.

L'installation de recherche en chimie et métallurgie (CMR, *Chemistry and Metallurgical Research Facility*) au LANL (n.d.), dont la construction s'est achevée en 1952, a été l'une des premières installations expérimentales et de recherche dans le monde spécialisée dans la chimie analytique des actinides, la métallurgie et les matériaux. Elle héberge aujourd'hui des activités expérimentales et de recherche pour la chimie analytique, la chimie et la métallurgie du plutonium et de l'uranium, et les fonctions de support.

Les laboratoires de radiochimie des universités (État de Floride et État de Washington) jouent un rôle important dans la formation. L'Institut Glenn T. Seaborg (GTSI, *Glenn T. Seaborg Institute*) (LLNL, 2008) sert de centre national d'éducation et de formation pour la prochaine génération de scientifiques dans les domaines de la chimie nucléaire, du génie chimique, de la science des matériaux, de la chimie environnementale et de la biologie chimique. Il dispose de son propre institut Seaborg sur site au LLNL, au LBNL et au LANL ; le LLNL est spécialisé en science nucléaire et bionucléaire, le LBNL s'intéresse à l'impact des radionucléides sur l'environnement et le LANL réalise des études en science nucléaire sur le plutonium et les éléments lourds.

3.8.2 Installations d'analyse et de spéciation

Les installations destinées au traitement du combustible nécessitent des analyses régulières et possèdent donc, en général, un laboratoire analytique installé à proximité. C'est le cas, par exemple, de la CBP avec CBA dans ATALANTE (CEA, 2008), qui est équipée de nombreux outils d'analyse instrumentale et chimique. Dans cette section, une grande installation dédiée à la caractérisation avancée des actinides, désignée génériquement comme une installation de rayonnement synchrotron (SRF, *synchrotron radiation facility*) a été adoptée comme sonde utile type.

La récente disponibilité du rayonnement synchrotron a révolutionné la chimie des actinides. La plupart des études sur le synchrotron publiées jusqu'à présent étaient axées sur la spectroscopie d'absorption des rayons X (XAS, *X-ray absorption spectroscopy*), qui est souvent divisée en deux expériences : structure fine sur une large gamme d'absorption des rayons X (EXAFS, *Extended X-ray Absorption Fine Structure*) et structure d'absorption des rayons X au seuil d'absorption (XANES, *X-ray Absorption Near Edge Structure*). EXAFS et XANES sont largement utilisées pour déterminer, respectivement, l'environnement de coordination et les états d'oxydation d'un actinide dans un échantillon non cristallin. Des sources de lumière puissantes et une technique de micro-focalisation permettent de réaliser ces mesures avec quelques milligrammes d'un élément actinide. Les principaux sujets de recherche avec les lignes de faisceau de l'installation de rayonnement synchrotron (SRF) sont les suivants :

- *Chimie générale des actinides* : structure, états électroniques, liaison de coordination, base de données.
- *Science et technologie de séparation* : complexe métal-ligand, conception moléculaire des nouveaux extractants.
- *Formes des déchets nucléaires, traitement et assainissement* : spéciation et stabilité dans une phase solide amorphe.
- *Radionucléides dans l'environnement* : spéciation, interaction avec des micro-organismes.

Dans le domaine de la chimie du cycle du combustible (séparation), des informations à l'échelle moléculaire (conformation atomique, distances interatomiques, nombres de coordinations, état d'oxydation, état électronique et de liaison) sur les ions actinides (An) et/ou lanthanides (Ln) et leurs complexes présents dans une solution aqueuse et un solvant organique sont essentielles pour comprendre et prévoir leur comportement réel. Les mécanismes de complexation à l'intérieur ou à l'extérieur de la sphère dans différentes phases de solvant ou le caractère structural des polyèdres de métal ont été éclaircis par la mesure des spectres d'absorption des rayons X des atomes cibles. EXAFS est un outil très précieux pour comprendre les modes de coordination d'An lorsqu'il est impliqué dans des solutions aqueuses ou non aqueuses. Les connaissances ainsi obtenues ont été employées, par exemple, pour la conception de nouveaux extractants dans le développement d'un procédé de séparation complexe entre An(III) et Ln(III).

Les installations de rayonnement synchrotron dans les pays membres de l'OCDE qui sont capables de mesurer des matériaux radioactifs sont répertoriées comme suit :

États-Unis

- *Advanced Light Source (Berkeley-ALS)* : 1,5-1,9 GeV, ligne de faisceau pour la science moléculaire de l'environnement (LBNL, 2008).
- *Advanced Photon Source (ANL-APS)* : 7,0 GeV, installation d'actinides pour APS (ANL, 2008).
- *Stanford Synchrotron Radiation Laboratory (SSRL)* : 3,0-3,5 GeV, ligne de faisceau moléculaire pour l'environnement (SSRL-MES) (SLAC, 2008).

Europe

- *Installation européenne de rayonnement synchrotron (European Synchrotron Radiation Facility)* : 6 GeV, ligne faisceau de Rossendorf (ESRF-ROBL:BM20), radioactivité – 185 MBq (total) (ESRF, 2008).
- *SOLEIL (Source optimisée de lumière d'énergie intermédiaire de Lure)* : 2.15 GeV, ligne de faisceau MARS (MATière Radioactive à SOLEIL) : radioactivité – 18,5 GBq par échantillon (SOLEIL, 2007.)
- *FZK-INE-ANKA (Ångströmquelle Karlsruhe)* : Laboratoire environnemental du synchrotron (*Synchrotron Environmental Laboratory*) 2,5 GeV, ligne de faisceau INE : échantillons d'actinides (FZK, 2008).
- *Swiss Light Source (SLS)* : ligne de faisceau micro XAS (SLS, 2002).

Japon

- *Photon Factory* : 2,5-3,0 GeV, BL-27A, lignes de faisceau B – échantillons radioactifs scellés ; Th, U, Tc, Np, Am, Cm (KEK, 2008).
- *SPring-8* : 8 GeV, ligne de faisceau 22XU – échantillons radioactifs scellés ; Th, U, Tc, Np, Am, Cm (JASRI, 2008).

SSRL à Stanford, notamment, est une installation essentielle qui a été utilisée pour mesurer des échantillons de plutonium. La ligne de faisceau MARS récemment construite à SOLEIL est la quatrième ligne de faisceau européenne pour l'étude des radionucléides, après ROBL, INE et Micro XAS. La ligne de faisceau MARS a été conçue pour traiter des échantillons hautement radioactifs avec une activité pouvant atteindre 18,5 GBq, et l'accès utilisateur est prévu pour 2008 (Sitaud, 2006).

Le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN a sponsorisé une série d'Euroconférences et d'Ateliers de l'AEN sur les techniques de spéciation et les installations pour les matériaux radioactifs dans les sources de lumière synchrotron, « Actinide-XAS ». Les actes de la quatrième conférence, organisée en 2006, sont disponibles (AEN, 2007c), et le cinquième atelier a eu lieu en juillet 2008 (AEN, 2009).

L'élimination des déchets radioactifs de haute activité n'est pas un objectif de la présente étude du groupe d'experts, mais cela vaut la peine de mentionner que la spectroscopie d'absorption des rayons X fournit un aperçu unique des réactions d'oxydoréduction des actinides sous forme de déchets dans une matrice ou aux interfaces minéral-eau. Les informations détaillées sur les formes chimiques de Sr, U, Np et Pu radioactifs sous forme de déchets ont montré que différentes espèces du même élément sont présentes dans un même déchet.

3.8.3 Conclusions et recommandations – recherche nucléaire et en radiochimie

Il est recommandé que des laboratoires de cellules chaudes intégrés [tel le laboratoire d'actinides mineurs (Minor Actinide laboratory, MA-Lab) à l'ITU de Karlsruhe] soient conservés pour mesurer les propriétés physiques et chimiques élémentaires des composés d'actinides.

Les cellules chaudes et les boîtes à gants détenues par les universités sont des outils importants pour la formation. Un réseau (comme les installations réunies dans ACTINET) est une approche importante pour le partage effectif des installations et la promotion d'une collaboration internationale.

Les installations de rayonnement synchrotron capables de mesurer les échantillons radioactifs devraient être conservées (par exemple, le SSRL pour la mesure des échantillons de plutonium). Il faut également tenir compte des futures exigences de mesure des propriétés des actinides et des produits de fission à vie longue (LLFP, *Long-lived Fission Products*) dans le combustible utilisé directement au moyen de la spectroscopie par absorption des rayons X. Des lignes de faisceaux spéciales telles MARS à SOLEIL sont nécessaires pour mesurer les échantillons hautement radioactifs.

3.9 Installations diverses

Cette section identifie deux sujets pertinents pour l'étude en cours, mais qui ne méritent peut-être pas de se voir consacrer une section entière.

3.9.1 Chaleur nucléaire pour la production d'hydrogène

Étroitement liée aux concepts des réacteurs Génération IV, la production d'hydrogène à partir de la chaleur nucléaire mérite considération, car elle dispose de ses propres lignes de recherche qui n'ont pas été mentionnées plus haut. Le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'AEN a organisé récemment la 3^e conférence sur la production nucléaire d'hydrogène (*3rd Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen*) dans les locaux de la JAEA, au Japon (AEN, 2006), dans la continuité des sessions organisées précédemment. La 4^e conférence sur la production nucléaire d'hydrogène (*4th Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen*) devrait avoir lieu à Chicago en avril 2009 (AEN, 2008q). (Le groupe d'experts a remarqué que les activités de recherche

actuelles dans le monde sont surtout tournées vers la partie *non* nucléaire. Les paragraphes suivants sont un bref compte rendu de la troisième conférence et mettent en avant les besoins relatifs aux installations qui intéressent le Comité des sciences nucléaires.)

À la conférence organisée en octobre 2003, les participants ont conclu que des progrès expérimentaux substantiels étaient faits dans le développement de la technologie de production d'hydrogène et insisté sur la nécessité de poursuivre l'utilisation des types de réacteur nucléaire et des méthodes actuellement disponibles pour produire de l'hydrogène (par exemple, électrolyse avec l'électricité produite par les REL), tout en continuant le travail de R&D sur les nouveaux concepts prometteurs qui pourraient s'avérer mieux adaptés à une production centralisée.

La 3^e conférence a abordé les questions scientifiques et techniques actuelles liées à la production nucléaire d'hydrogène au cours de cinq sessions techniques :

- i) *Les perspectives de l'hydrogène dans les futures structures énergétiques et le rôle de l'énergie nucléaire.* Cette session montrait que l'énergie nucléaire peut jouer un rôle en tant que source d'énergie sans émission de carbone, et contribuer ainsi à répondre aux besoins croissants d'énergie dans le monde en réduisant la part des énergies fossiles et les effets des émissions de gaz à effet de serre d'origine humaine. L'utilisation de la chaleur nucléaire pour faciliter le reformage du méthane à la vapeur ou pour produire de l'hydrogène par dissociation de l'eau pourrait fournir des solutions sans carbone à d'autres secteurs de l'économie mondiale. La viabilité de ces technologies dépendra du succès technique des travaux de R&D en cours, mais également des aspects économiques. Il a été constaté que la production nucléaire d'hydrogène via l'électrolyse ou des procédés thermochimiques pourrait déjà être compétitive avec le reformage du méthane à la vapeur, étant donné l'augmentation des prix du gaz naturel. D'autres facteurs tels que la disponibilité de l'uranium et le développement des options de retraitement et de stockage des déchets peuvent influencer sur l'importance du rôle de l'énergie nucléaire dans l'avenir.
- ii) *L'état des travaux de recherche et de développement sur l'hydrogène nucléaire dans le monde.* Il a été noté que des programmes majeurs de R&D sur l'hydrogène nucléaire sont en cours dans de nombreuses parties du monde, y compris le Japon, la Chine, la Corée, la France, le Canada et les États-Unis. Les principaux travaux de recherche sont dirigés vers le procédé thermochimique iode-soufre couplé à des réacteurs à très haute température refroidis au gaz. Un travail important est également en cours sur l'électrolyse de la vapeur à haute température et d'autres cycles thermochimiques. Une démonstration à grande échelle de production d'hydrogène nucléaire devrait être terminée avant 2020. Les réacteurs d'essais actuels au Japon (HTTR) et en Chine (HTR-10) sont capables d'atteindre des températures permettant de tester certains concepts de production d'hydrogène nucléaire. Les travaux au Canada sont centrés sur des options basées sur des températures inférieures qui seraient compatibles avec le réacteur à eau supercritique en cours de développement, y compris l'électrolyse de l'eau. L'UE mène des programmes de recherche nucléaire et des programmes de développement de l'hydrogène distincts, mais les potentialités offertes par l'hydrogène généré par des procédés nucléaires est reconnu.
- iii) *Systèmes de production d'hydrogène nucléaire intégrés.* Cette session a considéré les points suivants :
 - i) concepts de réacteur nucléaire liés à la production d'hydrogène ;
 - ii) technologie reliant les installations de production d'hydrogène aux sources de chaleur nucléaires ;
 - iii) concepts et technologie de cogénération ;
 - iv) intégration de la production d'hydrogène nucléaire avec une économie de l'hydrogène en pleine croissance. Différents concepts de réacteur sont en cours de développement pour prendre en charge la production d'hydrogène ; la JAEA, par exemple, envisage un réacteur haute température à turbine à gaz (GTHTR300, *Gas Turbine High-Temperature Reactor 300*), avec des températures en sortie du cœur compatibles avec le cycle de production d'hydrogène iode-soufre, tandis que General Atomics collabore à la mise au point d'un réacteur modulaire à l'hélium adapté au procédé iode-soufre et à l'électrolyse haute température. Des collaborateurs internationaux examinent les questions qui entourent le couplage entre les procédés de génération d'hydrogène et la source de chaleur nucléaire. Un couplage bien conçu entre les sources de chaleur et les besoins permet d'optimiser l'efficacité de la production d'hydrogène.

iv) *Technologies et concepts liés à l'hydrogène nucléaire.* Cette session a étudié les cycles thermo-chimiques, l'électrolyse et le reformage nucléaire du méthane à la vapeur. Les travaux de R&D sur ces technologies de l'hydrogène nucléaire ont permis de réaliser des progrès importants depuis 2003 ; par exemple, une démonstration à l'échelle banc d'essai du cycle iode-soufre a été effectuée dans la JAEA en 2004 et des plans sont prêts pour des démonstrations plus importantes dans la prochaine décennie. Ces expériences permettent d'aboutir à une conception optimisée du système et de résoudre les problèmes techniques qui subsistent.

La plupart des pays participant à la conférence étudient l'électrolyse de la vapeur à haute température ; la production d'hydrogène par électrolyse de la vapeur à hauteur de 100 litres/heure, par exemple, a été récemment démontrée aux États-Unis.

Plusieurs alternatives au procédé iode-soufre et à l'électrolyse de la vapeur sont à l'étude. Des cycles thermo-électrochimiques à différents stades de développement sont à l'étude, notamment deux cycles hybrides soufre, plus le cycle chlorure de cuivre, le cycle chlorure de magnésium- et le cycle ferrite de cuivre. Des outils de sélection ont été développés pour évaluer rapidement si des recherches supplémentaires sont justifiées pour des cycles thermo-électrochimiques moins matures.

L'Institut de technologie de Tokyo (*Tokyo Institute of Technology*) explore une nouvelle idée pour le reformage embarqué du méthane avec capture du dioxyde de carbone visant à fournir de l'hydrogène comme carburant pour le transport. Les cartouches de reformeur seraient régénérées dans une réaction à 550 °C avec l'hydrogène. La chaleur et l'hydrogène pourraient être produits par les différentes technologies nucléaires examinées.

v) *Science élémentaire et appliquée pour soutenir la production nucléaire d'hydrogène.* La viabilité technique et commerciale des options de production nucléaire d'hydrogène actuellement suivies n'est pas garantie. Des avancées fondamentales dans les matériaux et les procédés peuvent être déterminantes pour leur adoption commerciale. Des membranes et des catalyseurs avancés, par exemple, pourraient améliorer l'efficacité des séparations chimiques complexes dans le procédé iode-soufre et les procédés hybrides de soufre. Autres problèmes considérés : i) données thermodynamiques ; ii) séparation par membranes ; iii) catalyse ; iv) technologie de transfert thermique ; v) recherche en sûreté ; vi) traitement de l'oxygène.

Des recommandations à l'adresse du CSN sur un renforcement possible de la collaboration internationale dans ce domaine ont également été formulées pendant la conférence. Une quatrième conférence a été proposée ; elle est maintenant programmée pour 2009 (AEN, 2008q), suite à la Conférence internationale de l'AIEA sur les « Applications non électriques de l'énergie nucléaire : dessalement de l'eau de mer, production d'hydrogène et autres applications nucléaires », organisée en avril 2007 (AIEA, 2003) en coopération avec l'AEN.

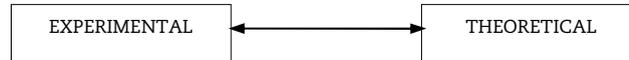
La nécessité de tenir compte des problèmes de sûreté pour s'assurer que les installations chimiques et nucléaires ne constituent pas des dangers les unes pour les autres a été examinée, dans la mesure où une installation de production d'hydrogène (ou toute autre installation exigeant de la chaleur de procédé) devrait être implantée le plus près possible de la source nucléaire de chaleur afin de minimiser les pertes de transfert thermique.

Pertinent pour les activités actuelles du groupe d'experts, le besoin d'une coopération sur les questions énumérées ci-après implique un besoin équivalent pour les installations d'élucider les informations correspondantes :

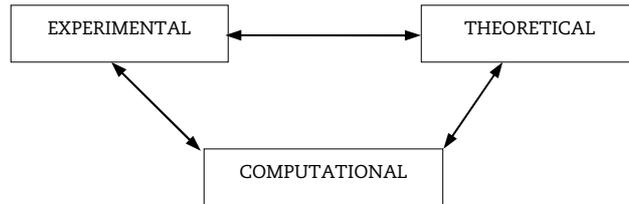
- sûreté ;
- mesure et vérification des matériaux et des propriétés chimiques ;
- développement des matériaux, y compris des matériaux de structure, des membranes et des catalyseurs ;
- techniques de fabrication avancées.

3.9.2 Simulation et infrastructure informatique hautes performances

Jusqu'à une période très récente, la science a progressé grâce à l'application de deux méthodologies distinctes : expérimentale et théorique.



Toutefois, le développement des ordinateurs numériques a transformé l'activité scientifique en donnant naissance à une troisième méthodologie : le mode informatique.



Le but de ce mode supplémentaire est de résoudre numériquement les modèles mathématiques des scientifiques dans toute leur complexité. Une simulation qui imite avec précision un phénomène complexe contient une foule d'informations sur ce phénomène.

Les ordinateurs puissants occupent par conséquent une place importante dans l'infrastructure pour la recherche et le développement en rapport avec les applications de science nucléaire, ainsi que dans d'autres domaines.

La vitesse de traitement des ordinateurs a réalisé des progrès extraordinaires au cours des deux dernières décennies grâce à l'amélioration de la vitesse des composants et à l'innovation sur le plan architectural. Des investissements dans le développement d'algorithmes originaux, bien adaptés aux nouvelles plates-formes informatiques multiprocesseurs pourraient aussi se révéler très profitables. Il faut notamment créer de nouveaux résolveurs d'équations physiques nécessaires pour la conception, la sûreté et le fonctionnement des réacteurs nucléaires.

L'avantage sera, outre des temps de calcul plus courts sur un même problème, la possibilité d'utiliser des modèles plus perfectionnés et, donc, d'éliminer les approximations qui ne sont plus justifiées avec une réduction du nombre de calculs.

L'optimisation d'un système pourra se faire en beaucoup moins de temps et avec une précision supérieure.

Les développements récents dans le domaine de la science nucléaire concernent les secteurs suivants :

- couplage de la neutronique et de la thermohydraulique ;
- interprétation des expériences menées dans les réacteurs ;
- exploitation efficace de gros volumes de données pour faire un meilleur usage des résultats, mieux déterminer les limites de confiance et améliorer la compréhension grâce à une visualisation rapide.

Il est recommandé de renforcer les efforts d'innovation pour les méthodes de calcul dans les applications nucléaires et de mettre à la disposition des chercheurs des moyens financiers pour réaliser cet objectif.

TOP500 des sites de superordinateurs

Le « Projet TOP500 » constitue une mesure pratique dans l'évolution de la puissance des ordinateurs. Ce projet, lancé en 1993, visait à offrir une base stable pour suivre et détecter les tendances dans l'informatique hautes performances. Deux fois par an, une liste des sites exploitant les 500 systèmes informatiques les plus puissants est compilée et diffusée. Les meilleures performances dans le benchmark Linpack sert de mesure de performances pour le classement des systèmes informatiques. La liste contient de nombreuses informations, notamment les spécifications des systèmes et leurs principaux domaines d'application (TOP500, 2007).

Chapitre 4 : Activités connexes de l'AEN

Ce chapitre présente brièvement les autres travaux récents et en cours au sein de l'AEN qui concernent l'activité présente du groupe d'experts. Cette compilation n'est pas exhaustive, mais se limite aux activités plus ou moins en rapport avec les installations de recherche et d'essais.

La présente section inclut les domaines de travail de l'AEN suivants :

- sûreté et réglementation nucléaires ;
- développement nucléaire ;
- protection radiologique ;
- science nucléaire ;
- projets communs – avec sélection de ceux liés aux installations.

Un certain nombre de domaines de travail de l'AEN ne sont pas inclus : la gestion des déchets nucléaires a été considérée comme ne relevant pas des attributions du groupe d'experts, tandis que la législation nucléaire, le développement durable et la société civile ne sont pas susceptibles de se rapporter directement aux installations.

Le travail de la Banque de données est explicitement mentionné dans la Section 3.1 consacrée aux données nucléaires et ne sera pas étudié davantage dans ce chapitre.

4.1 Sûreté et réglementation nucléaires

Dans le cadre de l'activité de l'espace de travail Sûreté et réglementation nucléaire (*Nuclear Safety and Regulation Work Area*) (AEN, 2008y), l'assurance et la maintenance de normes de sûreté élevées dans l'utilisation de l'énergie nucléaire au sein des pays membres constituent un objectif particulier. Deux comités sont chargés de travailler sur la question : le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) (AEN, 2008d) et le Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) (AEN, 2008c), plus un certain nombre de projets. Parmi ces projets, dont plusieurs ont été mentionnés plus haut, certains sont en cours, d'autres sont terminés ; par exemple :

- le Projet CABRI-Boucle à eau (AEN, 2008aa) ;
- le Projet du réacteur de Halden (AEN, 2008bb) ;
- le Projet PKL-2 (AEN, 2008ee) ;
- le Projet MASCA-2 (AEN, 2008cc) ;
- le Projet RASPLAV (AEN, 2008gg) ;
- le Projet thermohydraulique SESAR (SETH, *SESAR Thermal-hydraulics*) (AEN, 2008gg).

Pour une liste complète, voir le site Web de l'espace de travail Sûreté et réglementation nucléaire (*Nuclear Safety and Regulation Work Area*) (AEN, 2008y).

En ce qui concerne l'activité actuelle du Groupe d'experts sur les installations, le Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) est relativement peu impliqué dans les installations de recherche ; l'activité du Groupe de travail sur la réglementation des nouveaux réacteurs (*WGRNR, Working Group on the Regulation of New Reactors*) (AEN, 2008C), en revanche, recoupe nettement la thématique de la Section 3.2, Développement de réacteurs.

D'autre part, le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) aborde plusieurs sujets en rapport avec des installations ; ces derniers sont examinés plus loin dans la Section 4.1.1.

Par ailleurs, afin de respecter ses objectifs, à savoir soutenir le développement d'une réglementation et d'une surveillance efficaces des installations nucléaires et contribuer à préserver et enrichir la base de connaissances scientifiques et technologiques, l'espace de travail Sûreté et réglementation nucléaire (*Nuclear Safety and Regulation Work Area*) gère plusieurs bases de données :

- CCVM : données d'essais intégraux de la matrice de validation de code CSNI (*CSNI Code Validation Matrix Integral Test Data*).
- CCVM : données d'essais à effets séparés de la matrice de validation de code CSNI (*CSNI Code Validation Matrix Separate Effects Test Data*).
- STRESA : matrice de validation de code CSNI (CCVM, *CSNI Code Validation Matrix*) en ligne.

Ces bases de données sont abordées dans la Section 4.1.2.

4.1.1 Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN)

Une activité importante en rapport avec des installations de recherche a été menée par le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) . Il existe notamment un certain nombre de groupes de travail. Les groupes suivants sont concernés par les besoins en matière d'installations de recherche et d'essais (se reporter au site Web pour une liste complète) :

- *Groupe de travail sur l'intégrité des composants et des structures (IAGE, Working Group on Integrity of Components and Structures)* (AEN, 2008A). Les principaux sujets abordés incluent l'intégrité des composants métalliques, l'intégrité et le vieillissement des structures en béton et le comportement sismique des structures et des composants.
- *Groupe de travail sur la gestion et l'analyse des accidents (WGAMA, Working Group on Accident Management and Analysis)* [295]. Pour les réacteurs actuels et avancés, ce groupe de travail vise à faire progresser la connaissance actuelle des processus physiques et à traiter les problèmes de sûreté associés aux éléments suivants :
 - thermohydraulique des systèmes de refroidissement des réacteurs et systèmes de sûreté et auxiliaires apparentés ;
 - comportement en cuve des cœurs dégradés et protection en cuve ;
 - comportement et protection de l'enclume de confinement, matrice de validation basée sur les phénomènes pour les modèles hors cuve (confinement) et les codes (confinement-CVM);
 - rejets, transport, dépôt et rétention des produits de fission.
- *Groupe de travail sur l'évaluation des risques (WGRISK, Working Group on Risk Assessment)* (AEN, 2008B). Ce groupe de travail a pour mission principale de faire progresser la connaissance et l'utilisation des études probabilistes de sûreté (EPS) pour assurer la sûreté permanente des installations nucléaires dans les pays membres. Le WGRISK a été actif dans plusieurs domaines, notamment :
 - fiabilité humaine ;
 - fiabilité logicielle ;
 - risque de faible puissance et d'arrêt.
- *Groupe de travail sur les facteurs humains et organisationnels (WGHOFF, Working Group on Human and Organisational Factors)* (WGHOFF) (AEN, 2008zz). Ce groupe de travail a pour mission principale d'enrichir les connaissances actuelles, de progresser dans l'utilisation de méthodologies pour l'évaluation des facteurs humains et organisationnels et de traiter les problèmes de sûreté émergents afin de préserver et d'améliorer la sûreté des installations nucléaires dans les pays membres. Le groupe se réunit pour :
 - échanger informations et expérience sur les problèmes humains et organisationnels liés à la sûreté ;

- discuter des détails des programmes, les comparer et les soumettre à des benchmark ;
- indiquer les secteurs dans lesquels les recherches doivent être poursuivies ;
- collaborer avec les autres groupes de travail.
- *Groupe de travail sur la sûreté du combustible (WGFS, Working Group on Fuel Safety) (AEN, 2008yy).* Ce groupe de travail a été organisé pour traiter les problèmes transversaux liés au comportement du combustible dans des situations d'accident ; il également travaillé sur les aspects associés de la thermohydraulique, de l'oxydation, de la chimie, du comportement mécanique et de la physique des réacteurs.
- *Groupe de travail sur la sûreté du cycle du combustible (WGFCs, Working Group on Fuel Cycle Safety) (AEN, 2008xx).* La principale mission de ce groupe de travail est de mieux connaître les aspects importants de la sûreté du cycle du combustible nucléaire dans les pays membres. Il :
 - se réunit pour échanger des informations sur les questions pertinentes, y compris les systèmes d'octroi d'autorisations, la philosophie de la sûreté et les normes de sûreté afin d'améliorer la compréhension mutuelle ;
 - gère une base de données sur les incidents impliquant les installations du cycle du combustible (FINAS) ;
 - indique les secteurs dans lesquels les recherches doivent être poursuivies ;
 - prépare des rapports d'actualité sur la sûreté du cycle du combustible ;
 - collabore avec les autres groupes si nécessaire.

Le CSIN s'appuie depuis de nombreuses années sur un groupe d'experts de haut niveau spécialisés dans la recherche sur la sûreté nucléaire (SESAR) afin d'évaluer les besoins et la stratégie pour le maintien des installations de recherche clés. Cette activité a d'abord été conduite par le CSIN à la fin des années 1990 et a débouché sur un certain nombre de mesures du CSIN visant à établir des projets de recherche coopératifs pour produire des informations sur les problèmes de sûreté dans les REL (LWR) et les RELP (PHWR) en service, tout en préservant les installations et les programmes clés. Un rapport sur cette activité a été publié par l'AEN en 2000 sous le titre : *Sûreté nucléaire - Recherche dans les pays de l'OCDE. Les grandes installations et les programmes à risque (Nuclear Safety Research in OECD Countries. Major Facilities and Programmes at Risk (SESAR/FAP Report) (AEN, 2001).* Pour répondre aux recommandations exprimées dans ce rapport, le CSIN a lancé des initiatives, notamment dans les secteurs de la thermohydraulique, des accidents graves et de la sécurité incendie, comme indiqué dans le Tableau 5. Ces initiatives consistaient principalement à lancer et réaliser des projets coopératifs de l'OCDE financés par la communauté internationale autour des problèmes de sûreté importants, projets centrés sur les capacités des installations clés identifiées dans le rapport SESAR/FAP. Plusieurs de ces projets se poursuivent actuellement et constituent un moyen de préserver efficacement une infrastructure technique de base grâce à une coopération internationale. Les projets du CSIN impliquent normalement 10 à 15 pays qui participent tous aux coûts du programme expérimental. Une liste de projets récents est fournie dans le Tableau 6.

Tableau 5 : Impact des recommandations de SESAR/FAP à propos des installations sur SESAR/SFEAR

Recommandation SESAR/FAP	Mesure du CSIN consécutive à la recommandation	Impact sur SFEAR
Conserver les installations PANDA, PKL et SPES dans le secteur thermohydraulique (ces installations risquaient de fermer à court terme).	Lancement du programme SETH qui utilise les installations PANDA et PKL (pas de prise en charge par le pays hôte pour SPES).	PANDA conservé jusqu'en 2005. Était en danger à court terme et mentionné dans l'étude SFEAR (le nouveau programme a démarré après la publication du rapport SFEAR). PKL actif et pas menacé à court terme.
Surveiller et conserver les installations thermo-hydrauliques clés à long terme. Des installations T/H doivent être préservées en Amérique du Nord, en Europe et en Asie.	État des installations surveillé. Lancement d'un programme utilisant l'installation ROSA lorsqu'elle risquait d'être arrêtée.	ROSA est actif et pas menacé à court terme. D'autres installations T/H restent sous surveillance (PACTEL, ATLAS).

Conserver les installations RASPLAV et MACE dans le secteur des accidents graves (ces installations risquaient de fermer à court terme)	Lancement du programme MASCA dans le prolongement de RASPLAV pour préserver les installations. Lancement du programme MCCI utilisant l'installation MACE.	MASCA était actif et pas menacé à court terme. MCCI est actif et, par conséquent, l'installation MACE n'est pas menacée à court terme.
Mettre en place un centre d'excellence sur les interactions combustible-réfrigérant (FCI, <i>fuel-coolant interaction</i>) en tenant compte de la perte possible des installations FARO et KROTOS.	Lancement du programme SERENA (groupe d'experts chargé de débattre sur l'état des interactions combustible-réfrigérant et les futurs besoins expérimentaux). FARO arrêté. KROTOS conservé en réserve.	Le programme SERENA a recommandé la mise en place d'un programme expérimental dans KROTOS et pourrait ainsi avoir un impact sur la conservation de l'installation KROTOS. Le groupe d'experts du CSIN doit examiner la recommandation de SERENA.
Mettre en place un centre d'excellence (COE, <i>centre of excellence</i>) sur la chimie de l'iode et le comportement des produits de fission.	Les propositions de programme ont été évaluées par le CSIN.	Démarrage du projet sur le comportement de l'iode. Démarrage du projet ThAl.

Tableau 6 : Projets de recherche internationaux du CSIN en cours et récemment achevés

Projet	Domaine d'application	Installation concernée	Pays hôte
HALDEN	Combustible et matériaux I&C, facteurs humains	Réacteur Halden HAMLAB	Norvège Norvège
CABRI	Combustible dans les transitoires RIA	Réacteur pulsé CABRI (essais +NSRR)	France (Japon)
SCIP	Intégrité du combustible	Cellules chaudes de Studsvik	Suède
PRISME	Sécurité incendie	Installation DIVA, IRSN	France
MASCA*	Accident grave (en cuve)	Institut Kurchatov	Russie
MCCI	Accident grave (hors cuve)	Laboratoire national d'Argonne	États-Unis
ROSA	T/H du système	Boucle ROSA, JAEA	Japon
PKL-2	Dilution du bore dans le REP (PWR)	Boucle PKL, AREVA	Allemagne
SETH	Enceinte (CFD)	PANDA, PSI MISTRA, CEA	Suisse France
PSB-VVER	T-H pour VVER 1000	Boucle PSB, EREC	Russie
ThAl	T/H enceinte	ThAl	Allemagne
BIP	Comportement de l'iode	Lab. AECL	Canada
SERENA**	Explosion à la vapeur	KROTOS, CEA TROI, KAERI	France Corée

* MASCA a suivi le projet RASPLAV et s'est achevé en 2006.

** En préparation.

En outre, et comme cela a été indiqué plus haut, notamment dans la Section 3.7, le rapport SFEAR a été publié (AEN, 2007d). Ce rapport prolonge et met à jour le travail de SESAR/FAP, mais élargit également son champ d'application pour couvrir les REL avancés (ALWR), les VVER et les réacteurs haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTGR).

Compte tenu de la nature de l'activité actuelle du groupe d'experts, le commentaire suivant du rapport SFEAR est particulièrement intéressant :

« Depuis la publication du rapport SESAR/FAP, des installations de recherche ont continué à être fermées dans le monde. En fait, parmi les installations répertoriées par le rapport SESAR/FAP dans les domaines de la thermohydraulique, de la physique des réacteurs, des accidents graves et de l'intégrité des équipements et des structures (c'est-à-dire des domaines principalement spécifiques à l'industrie de l'énergie nucléaire), environ 35 % ont été arrêtées au cours des cinq dernières années. En conséquence, la perte d'une infrastructure de recherche critique (c'est-à-dire d'installations, de capacités et d'expertise) reste une préoccupation et constitue un facteur majeur dans la réalisation de cette étude. Il faut cependant reconnaître que les travaux du SESAR/FAP ont abouti à des mesures du CSIN qui ont permis de préserver cinq installations clés pendant la période 2000-2006. »

La nécessité de conserver des bases de données expérimentales est également considérée comme une question importante, mais elle n'est pas abordée dans le rapport SFEAR, car la conservation des données est traitée séparément par l'AEN.

Le rapport SFEAR est centré sur les problèmes de sûreté, les besoins en matière de recherche et la prise en charge des installations de recherche concernant les réacteurs refroidis à l'eau en service dans les pays membres de l'AEN. Ces derniers incluent des REP (PWR), des REB (BWR), RELP (PHWR) et des VVER de conception russe. Pour ces réacteurs, les principaux objectifs du rapport SFEAR sont les suivants :

- i) récapituler les problèmes de sécurité actuellement identifiés, dont la résolution dépend de travaux de recherche supplémentaires ;
- ii) fournir l'état actuel des installations de recherche propres à l'industrie nucléaire qui prennent en charge la résolution des problèmes de sûreté ;
- iii) lorsque ces installations représentent un gros investissement de ressources et risquent de fermer prématurément, recommander des mesures que le CSIN pourrait prendre à court terme pour faciliter leur maintien ;
- iv) fournir des recommandations sur les besoins à long terme relatifs aux infrastructures des installations de recherche sur la sûreté nucléaire et sur leur préservation.

En outre, là où il n'existe pas d'installations de recherche, mais où celles-ci pourraient s'avérer utiles pour traiter les problèmes de sûreté actuellement identifiés, ces domaines sont identifiés.

Le rapport SFEAR fournit également des informations sur les problèmes de sûreté et les besoins en matière de recherche non spécifiques à l'industrie nucléaire, ainsi que sur les problèmes de sûreté et les besoins en matière de recherche associés aux réacteurs haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTR). Ces informations sont présentées par souci d'exhaustivité et destinées aux concepteurs, aux opérateurs et aux chercheurs pour la planification et la réalisation des futurs travaux.

Les problèmes de sûreté abordés dans le rapport SFEAR sont répartis entre les domaines techniques suivants :

- Ceux qui sont propres à l'industrie nucléaire :
 - thermohydraulique ;
 - combustible ;
 - physique des réacteurs ;
 - accidents graves ;
 - intégrité des équipements et des structures.
- Ceux qui ne sont pas propres à l'industrie nucléaire :
 - facteurs humains et organisationnels ;
 - contrôle et surveillance des centrales ;
 - comportement sismique des structures ;
 - prévention des incendies.

- Ceux qui sont propres aux réacteurs haute température refroidis au gaz (RHTRG).

Après une introduction décrivant le champ d'application, le but et l'approche employée pour évaluer les problèmes et les installations de sûreté, le rapport SFEAR fournit un bref aperçu des différents types de réacteur abordés. En complément, le Chapitre 5 de ce rapport contient des sections sur chaque domaine technique, avec des descriptions des problèmes de sûreté et les installations associées à ce domaine technique. Ces informations sont ensuite utilisées pour calculer le classement numérique relatif de chaque installation, lequel sert ensuite à tirer des conclusions et des recommandations à l'intention du CSIN. Les recommandations concernent uniquement les domaines techniques propres à l'industrie nucléaire répertoriés plus haut. Certaines des actions recommandées sont dirigées vers les mesures que le CSIN devrait prendre dans les deux prochaines années pour éviter la perte d'installations clés menacées d'une fermeture imminente.

4.1.2 Sûreté nucléaire et réglementation – bases de données

Comme indiqué, l'espace de travail Sûreté et réglementation nucléaire (*Nuclear Safety and Regulation Work Area*) gère également un certain nombre de bases de données. Ces dernières sont brièvement décrites dans les sections suivantes.

4.1.2.1 CCVM

La matrice de validation de code CSNI (CCVM, *CSNI Code Validation Matrix*) contient deux sections :

- *Les données d'essais intégraux* (AEN, 2008e). Au fil des ans, la Banque de données de l'AEN a collecté un sous-ensemble considérable de données intégrales (ITD, *integral test data*) pour des essais à effets séparés de transitoires de réacteur et d'APRP (LOCA). Ces données avec la documentation associée sont désormais disponibles sur DVD.
- *Les données d'essais à effets séparés* (AEN, 2008f). La construction d'une matrice de validation des essais à effets séparés (SET, *separate effects test*) convenue internationalement pour les codes de système thermohydraulique est une tentative pour collecter systématiquement les meilleurs ensembles de données d'essais publiquement disponibles pour la validation, l'évaluation et l'amélioration des codes, y compris l'évaluation quantitative des incertitudes dans la modélisation des différents phénomènes par les codes. Ces données avec la documentation associée sont désormais disponibles sur DVD.

Dans les deux cas, les rapports décrivant les expériences ont été numérisés électroniquement et transformés en fichiers PDF. Des restrictions s'appliquent à la distribution des données ; pour un complément d'informations, voir les sites Web (AEN, 2008e, 2008f).

4.1.2.2 STRESA

Cette entrée liée à un mot de passe donne accès aux installations en ligne de la matrice de validation de code CSNI (*CSNI Code Validation Matrix*), exploitées conjointement avec le Centre commun de recherche (JRC) de la Commission européenne. La base de données STRESA de l'AEN est un clone de celle créée au Centre commun de recherche (JRC) d'Ispra, mais elle contient, entre autres, des données fournies par la matrice de validation de code CSNI (CCVM, *CSNI Code Validation Matrix*). STRESA possède une interface permettant l'affichage graphique des données (STRESA, 2008).

4.2 Activités du Comité sur le développement de l'énergie nucléaire (NDC)

Le but de l'AEN dans ce secteur est de fournir aux gouvernements des informations fiables et faisant autorité sur les technologies, l'économie, les stratégies et les ressources nucléaires destinées à être utilisées dans les analyses politiques et les prises de décision. Cela inclut l'examen du futur rôle de l'énergie nucléaire dans une perspective de développement durable et dans le contexte élargi des politiques énergétiques nationales et internationales (AEN, 2008x). L'AEN, en poursuivant ce but, a un certain nombre d'objectifs :

- analyser l'impact de l'évolution des marchés de l'électricité sur l'énergie nucléaire et aider les pays membres à évaluer le rôle de l'énergie nucléaire dans leurs politiques énergétiques ;

- promouvoir la coopération internationale pour le développement de systèmes énergétiques nucléaires innovants ;
- examiner l'énergie nucléaire dans la perspective élargie du développement durable ;
- évaluer la disponibilité du combustible nucléaire et les infrastructures nécessaires pour le déploiement de l'énergie nucléaire, et identifier les lacunes éventuelles;
- établir un réseau de communication dans le cadre de l'OCDE et en dehors, dans le but de fournir des informations factuelles sur les problèmes nucléaires.

Une grande partie de ces objectifs n'ont pas de lien direct avec le besoin d'installations. Toutefois, la création de systèmes de développement novateurs et durables exige un travail de recherche et de développement approprié et, donc, des installations adéquates.

Le programme de travail dans le secteur du développement nucléaire couvre un large éventail d'études sur l'économie et la technologie de l'énergie nucléaire, ainsi que l'organisation de réunions appropriées pour l'échange et la consolidation des informations. Une collaboration étroite est maintenue avec d'autres instances de l'OCDE, notamment l'Agence internationale de l'énergie (AIE), ainsi que l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) et les sections correspondantes de la Commission européenne. Le Comité chargé des études techniques et économiques sur le développement de l'énergie nucléaire et le cycle du combustible (NDC) est l'instance qui est chargée d'orienter ce travail en veillant à ce qu'il reflète les priorités des pays membres. Il inclut un sous-groupe, le Joint AEN/AIEA Uranium Group (AEN, 2008t).

L'essentiel du travail est réalisé par un certain nombre de groupes d'experts *ad hoc*, chacun étant chargé d'une tâche spécifique. Ces études visent à la publication de rapports consensuels basés sur l'expérience des experts concernant les questions soulevées. Elles définissent souvent un cadre qui est largement employé par les gouvernements, les ONG et les organismes de recherche, et qui fournit un corpus de base de données économiques ou techniques. Les autres thèmes font l'objet d'ateliers internationaux organisés par le Secrétariat. Ces rencontres peuvent aboutir à la publication d'actes de conférences ou à la commande d'autres analyses par les groupes d'experts.

Le Secrétariat effectue également un travail d'analyse directement pour le NDC et veille à ce que les activités des autres départements de l'AEN et de l'OCDE, ainsi que les instances internationales telles que le Panel international sur le changement climatique (IPCC, *International Panel on Climate Change*, 2008) puissent profiter des résultats de tous les travaux.

Pour une liste des groupes d'experts *ad hoc* et des études en cours, voir le site Web consacré au développement nucléaire (*Nuclear Development*) (AEN, 2008x) ; mais voir également l'activité de l'AEN sur la séparation et la transmutation, abordée dans la *Projets communs* de ce chapitre (4.6.2).

Le site Web propose également des liens vers des informations sur les groupes d'experts suivants dont le mandat a expiré :

- Étude de l'impact du prolongement de la vie des centrales nucléaires (*Impact of Nuclear Power Plant Life Extension*, rapport publié fin 2006) ;
- Innovation dans la technologie de l'énergie nucléaire (*Innovation in Nuclear Energy Technology*, rapport publié en février 2007) ;
- La gestion des matières fissiles recyclées (*The Management of Recycled Fissile Materials*, rapport destiné aux décideurs, publié en 2007) ;
- Le calendrier pour le stockage géologique des déchets radioactifs de haute activité (*The Timing of High-level Radioactive Waste Geological Disposal*, rapport publié en 2008).

4.3 Protection radiologique

Le but de l'AEN dans ce domaine est d'aider les pays membres dans la réglementation et la mise en œuvre du système de protection radiologique en identifiant et en traitant les questions conceptuelles, scientifiques, politiques, de réglementation, d'exploitation et sociétales d'une façon opportune et prospective, et en clarifiant leurs implications (AEN, 2008rr). Outre les objectifs liés aux capacités de

réglementation et d'exploitation, d'autres objectifs concernent la science de la protection radiologique et les améliorations à apporter à la mise en œuvre des connaissances scientifiques pour un usage pratique. Le Groupe d'experts chargé d'étudier les implications des développements récents de la science sur la radioprotection (EGIS, *Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science*) (AEN, 2008n) a récemment publié son rapport (AEN, 2007b), qui fait référence aux installations associées à la science de l'irradiation et à la mesure des doses.

4.4 Science nucléaire

Le but de l'AEN dans ce domaine consiste à aider les pays membres à identifier, rassembler, développer et disséminer les connaissances scientifiques et techniques de base requises pour garantir un fonctionnement sûr, fiable et économique des systèmes nucléaires actuels, et pour développer les technologies de la prochaine génération (AEN, 2008z). Le programme des sciences nucléaires de l'AEN est développé et exécuté par le Comité des sciences nucléaires (CSN), constitué d'experts scientifiques de haut niveau de tous les pays membres de l'AEN. Une étroite coopération avec la Banque de données (AEN, 2008g) est maintenue, principalement à cause de l'intérêt mutuel qui existe entre le programme de travail de la Banque de données et le type des activités poursuivies dans le cadre du programme de science nucléaire.

Les principaux domaines concernés sont les suivants :

- physique des réacteurs ;
- physique et chimie du cycle du combustible ;
- sûreté criticité ;
- science des matériaux ;
- données nucléaires.

Pour un complément d'informations et des liens, se reporter au site Web consacré à la science nucléaire (*Nuclear Science*) (AEN, 2008z).

Dans la mesure où le travail du Groupe d'experts actuel relève des attributions du CSN et où la teneur du présent rapport concerne en grande partie le domaine de travail du CSN, les informations contenues dans le Chapitre 3 ne seront pas reprises dans cette section du Chapitre 4. Les paragraphes suivants fournissent cependant quelques informations récapitulatives sur les groupes de travail du CSN.

4.4.1 Groupe de travail sur les questions scientifiques des systèmes de réacteurs (*WPRS, Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems*)

Ce Groupe de travail étudie la physique des réacteurs, le cycle du combustible, le comportement du combustible, la thermohydraulique et la dynamique/sûreté des systèmes d'énergie nucléaire actuels et futurs, et réalise des analyses des incertitudes sur ces derniers (AEN, 2008G). L'objectif du Groupe de travail est de fournir aux pays membres des informations à jour afin de préserver les connaissances et de parvenir à un consensus sur les points suivants :

- les questions de physique des réacteurs, du comportement du combustible, de la thermohydraulique et de la dynamique/sûreté associées aux combustibles innovants dans les systèmes d'énergie nucléaire actuels et futurs ;
- les aspects du cycle du combustible considérés seront centrés sur les conditions de chargement et de déchargement du combustible, les inventaires des produits de fission et des actinides mineurs, et les profils de radiotoxicité en fonction du temps ;
- le comportement du combustible, la thermohydraulique et la cinétique/sûreté seront examinés dans la mesure où ils affectent les performances des réacteurs ;
- le transport du rayonnement et la dosimétrie couvriront les aspects pertinents pour les cuves, les structures internes, ainsi que les installations d'irradiation.

Les types de réacteurs pris en compte incluent, mais de manière non exhaustive :

- les réacteurs à eau légère (LWR) de la génération actuelle avec des combustibles avancés et innovants, ainsi que les réacteurs à eau légère (LWR) et à eau lourde (HWR) innovants ;
- les nouveaux systèmes de réacteurs (systèmes GNEP, Génération IV) ;
- les systèmes pilotés par accélérateur (sous-critiques) et critiques pour la transmutation des déchets.

Le Groupe de travail WPRS est en contact étroit avec les autres groupes de travail de l'AEN et des relations de travail très étroites sont maintenues avec le Groupe de travail sur les questions scientifiques du cycle du combustible (WPFC, *Working Party on the Scientific Issues in Fuel Cycle*) ; voir plus loin la Section 4.4.4.

Le Groupe de travail WPRS prodigue des conseils à la communauté nucléaire sur les développements requis pour satisfaire aux exigences (données et méthodes, expériences de validation, études de scénarios) de différents systèmes de réacteurs à travers un certain nombre de produits livrables, y compris des rapports sur les exercices de benchmark, les exercices d'irradiation et les analyses d'incertitudes. Pour une liste complète, voir le site Web du WPRS (AEN, 2008G).

Les éléments suivants entrent également dans le cadre du programme du WPRS :

- Étude de transitoires thermohydrauliques/neutroniques couplés dans un réacteur modulaire à lit de boulets – Conception du cœur d'un PBMR-400 (*PBMR Coupled Neutronics/Thermal-hydraulics Transients Benchmark – The PBMR-400 Core Design*) (AEN, 2008mm).
- Groupe d'experts sur la stabilité des réacteurs et études de transitoires dans un réacteur à eau légère (*Expert Group on Reactor Stability and LWR Transient Benchmarks*) (AEN, 2008k).

4.4.1.1 Groupe d'experts sur les aspects de protection des accélérateurs, cibles et installations d'irradiation (SATIF, *Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities*)

Ce groupe d'experts traite plusieurs aspects de la modélisation et de la conception des systèmes de protection des accélérateurs, y compris des accélérateurs d'électrons, des accélérateurs de protons, des accélérateurs d'ions, des sources de spallation et des types d'installations suivants : installations de rayonnement synchrotron ; installations de rayonnement à très haute énergie ; production de tritium par les accélérateurs ; et lasers à électrons libres (AEN, 2008l). Les objectifs du groupe d'experts sont les suivants :

- promouvoir l'échange d'informations entre scientifiques dans ce domaine ;
- identifier les domaines dans lesquels une coopération internationale pourrait être fructueuse ;
- réaliser un programme de travail afin de progresser dans des secteurs prioritaires spécifiques.

La neuvième conférence du SATIF s'est tenue en avril 2008 (AEN, 2008v), alors que la huitième avait eu lieu en 2006 (AEN, 2008m). Des liens vers d'autres publications apparentées sont également fournis sur la page Web du SATIF.

4.4.2 Groupe de travail sur les questions scientifiques du cycle du combustible (WPFC, *Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle*)

Ce groupe de travail s'intéresse aux questions scientifiques liées à différents cycles du combustible existants et avancés, notamment à la physique du cycle du combustible, à la chimie et aux schémas de procédé associés, au développement et aux performances des combustibles et des matériaux, et aux accélérateurs et cibles de spallation (AEN, 2008H).

Sa structure est basée sur des groupes d'experts spécialisés sur les questions suivantes :

- technologie des métaux liquides lourds (MLL) (HLM, *Heavy Liquid Metal*) [y compris le benchmarking sur des modèles de boucles thermohydrauliques pour les systèmes d'énergie nucléaire avancés refroidis par un alliage au plomb (LACANES, *lead-alloy-cooled advanced nuclear energy systems*)] ;

- séparation chimique (des programmes sur les études de schémas de procédé et les critères de séparation font maintenant partie des attributions de ce groupe d'experts) ;
- études de scénarios de transition du cycle du combustible.

D'autres groupes d'experts sont en préparation pour travailler sur les combustibles et les matériaux innovants.

Le site Web du WPFC propose des liens vers différentes conférences en rapport avec le domaine, notamment les réunions d'échange d'informations sur la séparation et la transmutation des actinides et des produits de fission (IEM P&T, *Information Exchange Meetings on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation*) de l'AEN, organisées en coopération avec le Comité sur le développement de l'énergie nucléaire (AEN, 2008a, 2008b), les ateliers internationaux sur l'utilisation et la fiabilité des accélérateurs de protons de forte puissance (HPPA, *High Power Proton Accelerators*) (AEN, 2008vv) et l'atelier sur les matériaux de structure pour les systèmes nucléaires innovants (SMINS, *Structural Materials for Innovative Nuclear Systems*) (AEN, 2008I).

Autres publications et rapports récents non mentionnés précédemment dans cette section :

- *Manuel sur les propriétés des alliages eutectiques plomb-bismuth et du plomb, la compatibilité des matériaux, la thermohydraulique et les technologies (Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies)* – Édition 2007 (AEN, 2007) ;
- *Physique et sûreté des systèmes de transmutation – Un rapport d'activité (Physics and Safety of Transmutation Systems – A Status Report)* (AEN, 2006a) ;
- *Combustibles et matériaux pour la transmutation – Un rapport d'activité (Fuels and Materials for Transmutation – A Status Report)* (AEN, 2005).

Le site Web du WPFC propose également un lien vers une liste d'autres publications de l'AEN sur le cycle du combustible et la séparation/transmutation (P&T). Il renvoie également à la série de réunions d'échange d'informations sur la séparation et la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission, une activité menée conjointement avec la Division du développement nucléaire (*Nuclear Development Division*) et décrite plus loin dans la section 4.6.1.

4.4.3 Groupe de travail sur la sûreté criticité nucléaire (WPNCSS, Working Party on Nuclear Criticality Safety)

Le WPNCSS traite des questions techniques et scientifiques concernant la sûreté criticité. Les domaines d'intérêt spécifiques incluent (sans limitation) des études sur les configurations statiques et transitoires rencontrées dans le cycle du combustible nucléaire (AEN, 2008F). Cela inclut la fabrication, le transport et le stockage du combustible. Les objectifs du WPNCSS sont les suivants :

- échanger des informations sur les programmes nationaux dans le domaine de la sûreté criticité ;
- guider, encourager et coordonner les activités à haute priorité présentant un intérêt commun pour la communauté internationale en sûreté criticité, mettre en place la coopération ;
- surveiller la progression de toutes les activités et en rendre compte auprès du CSN ;
- publier des bases de données, des manuels et des rapports ;
- faciliter les communications au sein de la communauté internationale en sûreté criticité par le biais de sites Web pertinents ;
- coordonner les séries de conférences internationales sur la sûreté criticité nucléaire (ICNC, *International Conferences on Nuclear Criticality Safety*) organisées tous les quatre ans ;
- coordonner les activités du WPNCSS avec d'autres groupes de travail au sein de l'AEN et dans les autres structures internationales afin d'éviter les activités en double ;
- fournir une base technique pour d'autres activités internationales (ISO, AIEA, etc.).

[NB Un Atelier sur les besoins de la recherche en sûreté criticité pour les systèmes nucléaires de l'avenir (« Criticality Safety Research Needs for Future Nuclear Systems ») devrait avoir lieu en septembre 2009, en Idaho, États-Unis, alors que la Conférence internationale sur la sûreté criticité nucléaire (ICNC'07, International Conference on Nuclear Criticality Safety) a eu lieu du 28 mai au 1^{er} juin 2007, à Saint-Petersbourg, Russie.]

WPNCS gère un certain nombre de groupes d'experts et d'activités annexes. Les sujets couverts par les groupes d'experts sont les suivants (entre autres) :

- crédit burn-up ;
- analyse des incertitudes pour l'évaluation de sûreté criticité ;
- convergence des sources pour les analyses de criticité ;
- analyses d'excursion de criticité.

En outre, le groupe d'experts chargé de travailler sur les valeurs critiques minimales (*Minimum Critical Values*) a finalisé son rapport et le groupe a été dissous (AEN, 2006b).

Un autre groupe d'experts sur les données des essais sur le combustible nucléaire usé (*Assay Data for Spent Nuclear Fuel*), mentionné plus haut (AEN, 2008i) dans la Section 3.5.1.4, est décrit plus en détail dans la Section 4.4.3.1. Cette présentation est suivie d'une discussion sur la base de données de composition isotopique du combustible usé (SFCOMPO, *Spent Fuel Isotopic Composition Database*) (AEN, 2008tt).

Le WPNCS englobe également le travail sur le Projet international d'évaluation de benchmark sur la sûreté criticité (ICSBEP, *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*) décrit dans la Section 4.4.3.3.

Des liens vers les activités de ces groupes d'experts sont disponibles sur le site Web du WPNCS (AEN, 2008F) ; toutes ces activités démontrent le besoin de données expérimentales, de bases de données et d'informations de benchmark correspondantes, et sont donc cohérentes avec les exigences énumérées plus en détail dans le Chapitre 3.

4.4.3.1 Groupe d'experts sur les données des essais sur le combustible nucléaire usé (*Expert Group on Assay Data for Spent Nuclear Fuel*)

Ce groupe d'experts de l'AEN a été mis en place pour poursuivre deux activités en parallèle : mise à jour de la base de données SFCOMPO (AEN, 2008tt) et rédaction d'un rapport d'actualité sur les données des essais sur le combustible nucléaire usé. Le rapport du groupe d'experts couvrira l'ensemble du processus, des méthodes expérimentales employées au meilleur moyen de présenter et structurer les données pour leurs différentes applications. Ces applications incluent : l'analyse du crédit burn-up, le système de contrôle des réacteurs, le retraitement du combustible nucléaire et la gestion des déchets radioactifs. Sous la direction du WPNCS, les principales attributions du groupe d'experts incluent les activités suivantes :

- analyser la base de données SFCOMPO afin d'évaluer la situation actuelle et le besoin de nouvelles données expérimentales ;
- collecter de nouvelles données sur la composition isotopique à partir des examens post-irradiatoires (PIE, *Post Irradiation Examination*) et les intégrer avec les historiques/données de fonctionnement associés à la base de données SFCOMPO, puis réviser le format de la base de données SFCOMPO ;
- archiver les rapports originaux sur toutes les données PIE incluses dans la base de données SFCOMPO et ajouter des références de données utilisées dans le développement initial des données ;
- prodiguer des conseils techniques pour soutenir les activités PIE dans les pays membres et promouvoir la collaboration internationale.

La base de données SFCOMPO est décrite à part dans la section suivante.

4.4.3.2 Base de données de composition isotopique du combustible usé (SFCOMPO, Spent Fuel Isotopic Composition Database)

La Base de données de composition isotopique du combustible usé (SFCOMPO, *Spent Fuel Isotopic Composition Database*) (AEN, 2008tt) a été initialement développée dans le Laboratoire d'évaluation de la sûreté du cycle du combustible (*Fuel Cycle Safety Evaluation Laboratory*) du Département de recherche sur la sûreté du cycle du combustible (*Department of Fuel Cycle Safety Research*) du JAERI. Elle permet d'accéder à des données de composition isotopique via Internet (Suyama, 1997 ; Mochizuki, 2001). En particulier, elle archive des données de composition isotopique et les valeurs de leurs rapports, nécessaires pour la validation des codes d'évolution.

Les discussions du WPNCS en décembre 2001 ont abouti au transfert du système de diffusion de la base SFCOMPO via Internet de l'Institut JAERI vers la Banque de données de l'AEN, où elle est désormais exploitée par l'AEN.

SFCOMPO utilise javascript pour rechercher les données suivantes :

- nom du réacteur ;
- type de réacteur ;
- hauteur active [mm] ;
- nom de l'assemblage ;
- emplacement de l'assemblage ;
- position du crayon de combustible ;
- position d'échantillonnage de la barre de combustible [mm] ;
- enrichissement initial [% massique] ;
- temps de refroidissement [an] ;
- laboratoire ;
- taux de combustion [GWd/tU] ;
- méthode ¹⁴⁸Nd ;
- méthode destructive ¹³⁷Cs ;
- méthode non destructive ¹³⁷Cs ;
- méthode basée sur les isotopes d'U, Pu ;
- théorique ;
- données PIE [kg/tU initial].

4.4.3.3 Projet international d'évaluation de benchmark sur la sûreté criticité (ICSBEP, International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project)

Le but du projet ICSBEP (INL, 2008) est d'identifier un ensemble complet de données critiques de référence, puis de vérifier ces données (dans la mesure du possible) en examinant la documentation d'origine et toute version révisée ultérieure. En outre, des informations sont recherchées par des contacts avec les expérimentateurs d'origine ou d'autres personnes qui connaissent bien les expérimentateurs ou l'installation expérimentale.

Les données sont ensuite évaluées et les incertitudes générales quantifiées via différents types d'analyse de sensibilité. Les données sont ensuite compilées dans un format normalisé. Par ailleurs, des calculs sont effectués à partir de chacune des expériences incluses dans la base de données avec des codes de sûreté criticité standard.

Enfin, les travaux ont été rassemblés dans un unique document formel, le Guide ICSBEP (ICSBEP Handbook), qui peut servir de source de données critiques de référence vérifiées.

Depuis mai 2008, le site Web de l'ICSBEP indique que le manuel comporte 42 000 pages et contient 464 évaluations représentant 4 092 configurations critiques, quasi-critiques ou sous-critiques, 21 configurations de placement d'alarme de criticité/protection avec plusieurs points de dose pour chacune, et 46 configurations qui ont été classées comme des mesures de physique fondamentale concernant des applications de sûreté criticité. Le manuel est prévu pour être utilisé par les analystes de sûreté criticité pour réaliser les validations nécessaires de leurs techniques de calcul et devrait être un outil précieux dans les décennies à venir. Il est actuellement employé dans 60 pays.

La Base de données pour le Projet international d'évaluation de benchmark sur la sûreté criticité (DICE, *Database for the International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*) est incluse sur la version DVD du Manuel ICSBEP. DICE est un outil prévu pour faire un usage plus efficace du manuel et permettra aux utilisateurs d'identifier plus facilement les informations qui répondent à leurs besoins. DICE accomplit deux objectifs principaux :

- Il fournit une description résumée de chaque configuration expérimentale, où les principales caractéristiques des expériences sont affichées dans un format uniforme.
- Il permet aux utilisateurs de rechercher dans le manuel des configurations expérimentales qui répondent à leurs critères d'entrée uniques (beaucoup plus qu'une recherche de mot).

DICE est régulièrement amélioré en fonction du feedback des utilisateurs.

Alors qu'ICSBEP intéresse principalement les communautés des données de sûreté criticité et nucléaires, une grande partie des benchmark peuvent être très précieux pour la communauté de la physique des réacteurs, où le projet IRPhE (AEN, 2008r) préserve les données intégrales. ICSBEP et IRPhEP partagent donc un objectif commun : identifier, évaluer, vérifier, compiler et documenter les informations pour créer des ressources de données de benchmark contrôlées par les pairs. Pour un complément d'informations sur le projet IRPhE, voir plus loin la Section 4.5.1.

Classification

Plusieurs groupes d'installations expérimentales peuvent être définis : dispositifs fractionnés, soit horizontaux soit verticaux, cuves cylindriques simples contenant des solutions, cuves d'eau contenant un réseau de crayons combustibles industriels et enfin des assemblages complets de cœur de réacteur.

Les installations appartenant au premier groupe ont été créées pour déterminer les masses critiques de dispositifs de type armes aux premières étapes du développement de la technologie nucléaire. Les installations du second groupe ont été nécessaires pour garantir la sûreté criticité dans les procédés chimiques associés à l'extraction du Pu, tandis que les autres sont associées à la démonstration de la sûreté criticité dans le stockage du combustible commercial en piscine ou dans des fûts de stockage.

Des réacteurs expérimentaux ont également été utilisés pour réaliser des expériences critiques avec une contribution importante du ZPPR de l'ANL, du BFS de l'IPPE et du DIMPLE de l'UKAEA ; mais la base de données contient des résultats provenant de nombreux autres réacteurs, y compris de réacteurs commerciaux standard utilisés pour la formation et de dispositifs spécifiques tels que des simulateurs de propulsion spatiale ou navale. Certains sont traités comme des assemblages critiques pour leur démarrage, tandis que d'autres sont de simples pilotes de systèmes sous-critiques. L'intérêt de ces installations est dû à la grande quantité d'informations opérationnelles associées qui n'a pas encore été récupérée, évaluée ou rapportée correctement.

Alors qu'ICSBEP intéresse principalement les communautés des données de sûreté criticité et nucléaires, une grande partie des benchmark peuvent être très précieux pour la communauté de la physique des réacteurs, où le projet IRPhE (AEN, 2008r) préserve également les données intégrales. ICSBEP et IRPhEP partagent donc un objectif commun : identifier, évaluer, vérifier, compiler et documenter les informations pour créer des ressources de données de benchmark contrôlées par les pairs.

Pour un complément d'informations sur le projet IRPhE, voir plus loin la Section 4.5.1.

Besoins expérimentaux

Concernant le besoin de nouvelles expériences, un manque d'enrichissements intermédiaires et d'évaluations des spectres intermédiaires peut être déduit de l'analyse de la base de données ICSBEP. Cela a conduit à l'emploi de mélanges hétérogènes d'uranium hautement enrichi et d'uranium appauvri pour obtenir des enrichissements moyens cibles en raison du manque de matières correctement enrichies disponibles.

Un spectre d'énergie neutronique intermédiaire a été une cible difficile pour les expérimentateurs, avec seulement un nombre limité de cas de spectres intermédiaires dans ICSBEP. Un effort de collaboration dans l'utilisation des installations existantes pourrait s'avérer très productif.

4.4.4 Groupe de travail sur la modélisation multi-échelle des combustibles et des matériaux de structure pour les systèmes nucléaires (WPMM, Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems)

Le WPMM examinera et évaluera les techniques de modélisation multi-échelle et de simulation actuellement employées dans la sélection des matériaux utilisés dans les systèmes nucléaires. Lors de la première réunion organisée les 15 et 16 janvier 2008 à l'AEN, les membres du WPMM ont partagé leurs expériences passées dans le développement de modèles pour l'évaluation des matériaux nucléaires et identifié un certain nombre de défis scientifiques qu'ils prévoient d'explorer plus avant (AEN, 2008E). Voir aussi la Section 3.6.3.3.

4.4.5 Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation)

Le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation) a été établi pour promouvoir l'échange d'informations sur les évaluations des données nucléaires, les mesures, les calculs de modèles nucléaires, la validation et les sujets connexes, et pour fournir un cadre aux activités de coopération entre les projets participants. Le groupe de travail évalue les besoins d'amélioration des données nucléaires et traite ces besoins en lançant des travaux d'évaluation et/ou de mesure communs.

Les projets d'évaluation impliqués dans ce travail coopératif sont la Bibliothèque de données nucléaires évaluées japonaise (JENDL, *Japanese Evaluated Nuclear Data Library*), le Fichier de données nucléaires évaluées américain (ENDF, *US Evaluated Nuclear Data File*) et le projet européen de Fichier conjoint de données évaluées sur la fission et la fusion (JEFF, *European Joint Evaluated Fission and Fusion*). (BROND, CENDL et FENDL). La participation des pays non membres de l'AEN, par exemple, de la Russie avec le projet BROND et de la Chine, avec le projet CENDL, est prise en charge par la Section des données nucléaires (Nuclear Data Section) de l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA).

Le travail du WPEC (AEN, 2008D) a été exposé dans la Section 3.1.

4.5 Activités de la science nucléaire et de la banque de données sur la préservation des données intégrales

Outre le travail sur l'ICSBEP évoqué plus haut (Section 4.4.3.3), il faut mentionner le Projet IRPhE, étroitement lié à ce dernier. L'AEN conserve également des données dans les domaines de la protection contre le rayonnement [Base de données internationale sur les expériences de protection intégrales (SINBAD, *Radiation Shielding Experiments Database*)] et des performances du combustible [Base de données des expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE, *International Fuel Performance Experiments Database*)].

4.5.1 Le Projet international d'évaluation de la physique des réacteurs (IRPhE, *International Reactor Physics Benchmark Experiments*)

Le but du Projet IRPhE (AEN, 2008r) est de fournir à la communauté nucléaire des ensembles de données qualifiées de référence en collectant des données expérimentales de physique des réacteurs auprès des installations nucléaires du monde entier. Plus précisément, les objectifs du groupe d'experts sont les suivants :

- gérer un inventaire des expériences qui ont été réalisées et documentées ;
- archiver les principaux documents et données diffusés dans un format lisible par un ordinateur ;
- promouvoir l'utilisation du format et des méthodes développés, et s'efforcer de les faire adopter en tant que norme.

Des conseils ou une coordination sont fournis pour : i) compiler les expériences dans un format international standard agréé ; ii) vérifier les données (dans la mesure du possible) en examinant la documentation d'origine et après révision, et en consultant les expérimentateurs ou des personnes connaissant bien les expérimentateurs ou l'installation expérimentale ; iii) analyser et interpréter les expériences avec des méthodes d'avant-garde ; iv) publier électroniquement les évaluations des benchmark.

Le groupe d'experts :

- identifiera les lacunes dans les données et fournira des orientations sur les priorités pour les futures expériences ;
- impliquera la jeune génération (étudiants en maîtrise ou en doctorat et jeunes chercheurs) pour rechercher un moyen efficace de transférer le savoir-faire dans les techniques expérimentales et les méthodes d'analyse ;
- fournira un outil permettant de mieux exploiter les expériences terminées pour les réacteurs de Génération IV ;
- coordonnera étroitement son travail avec les autres groupes de travail expérimentaux du CSN, notamment le Projet international d'évaluation de benchmark sur la sûreté criticité (ICSBEP, *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*) (INL, 2008), la Base de données internationale sur les expériences intégrales de protection (SINBAD, *Shielding Integral Benchmark Experiment Data Base*) (AEN, 2008pp) et d'autres, comme le groupe chargé de la préservation des connaissances sur les réacteurs rapides de l'AIEA, les Activités de benchmarking communes de l'ANS (*ANS Joint Benchmark Activities*), etc. ;
- maintiendra un lien étroit avec le Groupe d'experts sur l'élimination du plutonium en réacteur (TFRPD, *Expert Group on Reactor-based Plutonium Disposition*) (AEN, 2008j) et le Groupe de travail sur la coopération internationale pour l'évaluation des données nucléaires (WPEC, *Working Party on International Evaluation Co-operation*) (AEN, 2008D).

Expériences sur les réseaux en mode fondamental, configuration de cœurs hétérogènes, données de démarrage des réacteurs de puissance, expériences de suivi du cœur et expériences avec des applications spécifiques comme les expériences sur les données intégrales des produits de fission et l'irradiation, tels sont les types d'expériences inclus dans base de donnée.

Les spécifications de référence et les données expérimentales sont destinées à être utilisées par les physiciens et les ingénieurs des réacteurs nucléaires pour valider leurs modèles de calcul actuels et nouveaux, y compris les codes informatiques et les bibliothèques de données nucléaires, pour évaluer les incertitudes, les limites de confiance et les marges de sûreté, et pour recommander des méthodes et des techniques de mesure.

La troisième édition du Manuel international des expériences de référence de physique des réacteurs évaluées (*International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments*) a été publiée en mars 2008 et contient les données de 25 séries d'expériences réalisées sur 17 installations de réacteurs. Vingt-et-une des 25 évaluations sont publiées sous forme de benchmark approuvés. Les quatre autres évaluations sont publiées sous forme d'ébauches. Ces dernières ont été révisées par le

Groupe de révision technique (TRG, *Technical Review Group*) de l'IRPhE ; mais toutes les actions n'ont pas pu être achevées ou révisées à temps avant la publication finale, ou, dans la plupart des cas, le TRG a jugé nécessaire de revoir les évaluations révisées avant de donner son approbation finale. D'autres évaluations sont en cours et seront ajoutées régulièrement au manuel. Le manuel est publié dans un format électronique (fichiers .pdf) sur DVD et des détails complémentaires sont disponibles sur le site Web du projet IRPhE (AEN, 2008r).

Une grande partie du travail réalisé jusqu'à présent par le projet IRPhE, notamment l'évaluation et la révision des expériences de référence sélectionnées, a été possible grâce aux sommes considérables octroyées par le gouvernement japonais. La Belgique, le Brésil, le Canada, la République populaire de Chine, l'Allemagne, la Hongrie, le Japon, la République de Corée, la Fédération russe, la Suisse, le Royaume-Uni et les États-Unis ont contribué à des évaluations, des audits et des données à leurs propres frais. La coordination technique générale du Projet IRPhE est prise en charge directement par le Bureau de l'énergie nucléaire (*Office of Nuclear Energy*) du Département de l'Énergie des États-Unis, avec des contributions importantes provenant du Projet international d'évaluation de benchmark sur la sûreté criticité (ICSBEP, *International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project*), un projet parallèle de l'OCDE/AEN soutenu aux États-Unis par le Bureau du Facility Management et du soutien ES&H (*Office of Facility Management and ES&H Support*) du Département de l'Énergie (*Department of Energy*).

4.5.2 La base de données internationale sur les expériences de protection intégrales (SINBAD, Radiation Shielding Experiments Database)

SINBAD (AEN, 2008pp) est un ensemble unique d'expériences dans un format standard destiné à la validation et au benchmarking des codes informatiques et des données nucléaires utilisés pour les problèmes de transport du rayonnement, de protection et de dosimétrie.

Une nouvelle version de la Base de données internationale sur les expériences de protection intégrales (SINBAD, *Radiation Shielding Experiments Database*) a été diffusée en 2007. Depuis octobre 2007, le site Web de SINBAD indique que la base de données contient des compilations pour 42 expériences de protection de réacteur, 27 expériences de neutronique de fusion et 15 expériences de protection d'accélérateur. Ce travail est réalisé conjointement par le Centre de calcul informatique des données de sûreté informatique (RSICC, *Radiation Safety Information Computational Center*) (ORNL, 2006) et la Banque de données de l'AEN. Les données de 84 expériences ont été collectées et l'accent, jusqu'à présent, a été mis surtout sur la protection des réacteurs de fission. D'autres ensembles de données sont en cours d'identification pour une prochaine version. L'accent sera mis sur la qualité des expériences et les nouvelles compilations traiteront des cas qui ne sont pas encore suffisamment couverts par l'ensemble actuel.

Un récent rapport fournit davantage d'informations sur SINBAD (Kodeli, 2006).

4.5.3 La base de données des expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE, International Fuel Performance Experiments)

La base de données des Expériences internationales sur le comportement du combustible (IFPE, *International Fuel Performance Experiments*) (AEN, 2008oo) est en cours de compilation à partir d'informations provenant d'expériences intégrales. Depuis mai 2008, elle contient des ensembles de données concernant 1 436 crayons/échantillons de diverses sources comprenant des REB (BWR), des CAGR, des RELP (PHWR), REP (PWR) ; des systèmes de réacteurs VVER ont également été inclus.

Le but du projet est de fournir une base de données complète et bien qualifiée sur le combustible UO₂ gainé de Zr pour le développement des modèles et la validation des codes dans le domaine public. Les données couvrent le fonctionnement normal et non normal, et incluent les irradiations commerciales prototypes ainsi que les expériences réalisées dans les réacteurs d'essai de matériaux. Ce travail est effectué dans le cadre d'une coopération et d'une coordination étroites entre l'OCDE/AEN, l'AIEA et le Projet de réacteur IFE/OCE/Halden (*IFE/OECD/Halden Reactor Project*).

Les activités associées à la base de données sont les suivantes :

- acquisition de données via des discussions et des négociations avec les initiateurs ;
- compilation des données dans un format et un contenu standard, comme convenu par un groupe d'experts chargé de superviser le travail ;

- contrôle des données par les pairs (assuré par des experts indépendants ;
- intégration et indexation des données dans la base de données IFPE, inclusion de tous les rapports utilisés dans un format électronique ;
- distribution aux parties intéressées et assistance si nécessaire pour l'utilisation des ensembles de données.

La base de données est limitée aux performances du combustible des réacteurs thermiques, principalement avec combustible standard UO_2 gainé de zircaloy, bien que l'ajout de produits avancés dans le combustible et des variantes du gainage ne soient pas exclus. L'accent a été placé sur l'inclusion de données bien qualifiées qui illustrent des aspects spécifiques des performances du combustible. Les données suivantes présentent un intérêt particulier pour les modélisateurs de combustible : températures du combustible, relâchement de gaz de fission (FGR, *fission gas release*), gonflement du combustible, déformation de la gaine (contraction par fluage, formation de plis) et interactions mécaniques. Les données relatives à ces problèmes sont très précieuses si elles sont mesurées à l'intérieur du réacteur par des instruments spécialisés et à cet égard, la base de données IFPE a la chance d'avoir accès à plusieurs expériences différentes. En plus des mesures directes en pile, tout est fait pour inclure les informations de l'examen post-irradiatoire (PIE) sur les diamètres des gaines, l'épaisseur des oxydes, la teneur en hydrogène, la taille de grain du combustible, la porosité, l'analyse par micro-sonde à électrons (EPMA, *electron probe micro analysis*) et les mesures par fluorescence X (XRF, *X-ray fluorescence*) sur le césium, le xénon et les autres produits de fission et actinides.

4.6 Autres projets

Outre les zones d'intervention identifiées plus haut, l'AEN poursuit d'autres projets.

4.6.1 *Projet de l'AEN sur la séparation et la transmutation des actinides mineurs et des produits de fission (NEA Project on Partitioning and Transmutation of Minor Actinides and Fission Products)*

L'activité de l'AEN sur la séparation et la transmutation (P&T) (AEN, 2008nn), organisée autour de plusieurs tables de travail de l'AEN, concerne spécifiquement les thèmes abordés dans les Sections 3.4, 3.5 et 3.8.

Suite à l'initiative prise par le gouvernement japonais de lancer un programme de recherche et de développement à long terme sur le recyclage et la transmutation des actinides et des produits de fission à vie longue, connu comme le programme OMEGA (Minato, 2007 ; Mukaiyama, 1999), le Comité de l'AEN chargé des études techniques et économiques sur le développement de l'énergie nucléaire et le cycle du combustible (NDC) a été invité en 1988 à piloter une sorte de projet international concernant la séparation et l'utilisation des actinides. Les réunions d'échange d'informations sont un élément clé de ce projet international. Leur but est de fournir aux experts un forum pour présenter et examiner les développements actuels dans le domaine. Les autres activités incluent des rapports d'activité et d'évaluation, réalisés par des groupes d'experts, sur le domaine étendu de la séparation et de la transmutation (P&T) et sur son impact dans le cycle du combustible nucléaire.

Une autre partie du projet, réalisée sous les auspices du Comité des sciences nucléaires (CSN), inclut des projets spécifiques et des réunions de spécialistes sur des aspects scientifiques particuliers de la séparation et de la transmutation (P&T).

Le projet P&T est un exemple d'activité horizontale au sein de l'AEN impliquant plusieurs divisions et comités. Outre le Comité sur le développement de l'énergie nucléaire (NDC) et le Comité des sciences nucléaires (CSN), le Comité de gestion des déchets radioactifs (RWMC, *Radioactive Waste Management Committee*) (AEN, 2008qq) est impliqué dans le projet et informé de ses résultats. En effet, l'application potentielle de P&T aurait des impacts sur la gestion et le stockage des déchets. La nécessité d'un stockage géologique des déchets de haute activité ne disparaîtrait pas, mais l'inventaire des substances radiotoxiques à stocker serait réduit. Lorsqu'il y a lieu, l'AEN coopère également avec l'Agence Internationale de l'Énergie Atomique (AIEA) et la Commission européenne sur des sujets spécifiques qui intéressent les deux agences.

4.6.2 Liste des projets communs de l'AEN dans le secteur de la sûreté nucléaire

L'AEN participe à un certain nombre de projets communs (AEN, 2008u) ; les projets suivants ont été répertoriés sur le site Web de l'AEN en février 2008 :

- Projet sur le comportement de l'iode (BIP, *Behaviour of Iodine Project*) de l'OCDE/AEN
- Projet CABRI-Boucle à eau de l'OCDE/AEN (AEN, 2008aa)
- Projet sur les systèmes informatisés importants pour la sûreté (COMPSIS, *Computer-based Systems Important to Safety*) de l'OCDE/AEN
- Projet d'échange de données sur les incendies (FIRE, *Fire Incidents Records Exchange*) de l'OCDE/AEN
- Projet du réacteur de Halden de l'OCDE/AEN (IFE, 2005 ; AEN, 2008bb)
- Projet international d'échange de données sur les défaillances de cause commune (ICDE, *International Common-cause Failure Data Exchange*) de l'OCDE/AEN
- Projet sur le refroidissement et les interactions du corium avec le béton (MCCI, *Melt Coolability and Concrete Interaction*) de l'OCDE/AEN (AEN, 2008dd)
- Projet d'échange de données sur les ruptures de tuyauteries (OPDE, *Piping Failure Data Exchange*) de l'OCDE/AEN
- Projet PKL-2 de l'OCDE/AEN (AEN, 2008ee)
- Projet sur la propagation d'un incendie pour des scénarios multi-locaux élémentaires (PRISME) de l'OCDE/AEN
- Projet PSB-VVER de l'OCDE/AEN (EREC, 2008 ; AEN, 2008ff)
- Projet de banc d'essai pour les évaluations de sûreté (ROSA, *Rig of Safety Assessment*) de l'OCDE/AEN (AEN, 2008hh)
- Projet sur les explosions de vapeur dans les applications nucléaires (SERENA, *Steam Explosion Resolution for Nuclear Application*) de l'OCDE/AEN (AEN, 2008kk)
- Projet thermohydraulique SESAR (SETH, *SESAR Thermalhydraulics*) de l'OCDE/AEN (AEN, 2008jj)
- Projet sur la fissuration par corrosion sous contrainte et le vieillissement des câbles (SCAP, *Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project*) de l'OCDE/AEN
- Projet Studsvik sur l'intégrité des gaines de combustible (SCIP, *Studsvik Cladding Integrity Project*) de l'OCDE/AEN
- Projet sur la thermohydraulique, l'hydrogène, les aérosols et l'iode (THAI, *Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols, Iodine*) de l'OCDE/AEN (Becker, 2008 ; AEN, 2008ll)

Le site Web permet également d'accéder à un certain nombre de projets achevés :

- Projet de condensateur à barboteur de l'OCDE/AEN
- Projet sur la dégradation des matériaux (MASCA, *Material Scaling*) de l'OCDE/AEN
- Projet MASCA-2 de l'OCDE/AEN (AEN, 2008cc)
- Projet PLASMA de l'OCDE/AEN
- Projet RASPLAV de l'OCDE/AEN (AEN, 2008gg)
- Projet Sandia d'étude de la rupture du fond inférieur de la cuve du réacteur de l'OCDE/AEN
- Projet SCORPIO de l'OCDE/AEN
- Projet thermohydraulique SESAR (SETH, *SESAR Thermalhydraulics*) de l'OCDE/AEN (AEN, 2008jj)

Des projets concernant la gestion des déchets radioactifs et la protection radiologique sont également répertoriés, mais ils échappent aux attributions du Groupe d'experts actuel, à l'exception du projet de base de données thermo-chimique (TDB, *Thermochemical Database*) (voir ci-après), issu d'une collaboration entre le Comité de gestion des déchets radioactifs (RWMC, *Radioactive Waste Management Committee*) de l'AEN et la Banque de données de l'AEN.

4.6.3 Le Projet de base de données thermochimique (TDB, Thermochemical Database)

Enfin, cela vaut la peine de mentionner le Projet de base de données thermochimique (TDB, *Thermochemical Database*) de la Banque de données (AEN, 2008uu), dans le domaine de la gestion des déchets radioactifs, bien qu'il n'entre pas complètement dans le cadre du présent rapport.

Le but du projet TDB est de mettre à disposition une base de données thermodynamique chimique complète, avec une cohérence interne, reconnue et validée (assurance qualité) sur le plan international, contenant une sélection d'éléments chimiques. Cette base de données devrait répondre aux exigences d'une modélisation spécialisée pour les évaluations de la sûreté des systèmes d'élimination des déchets radioactifs.

Une priorité haute a été accordée à l'examen critique des données pertinentes pour les composés et complexes inorganiques contenant les actinides uranium, neptunium, plutonium et américium, ainsi que le produit de fission technétium. Les données sur les autres éléments présents dans les déchets radioactifs (comme les produits de fission ou d'activation) tels que le nickel, le sélénium et le zirconium ont également été soumises à une évaluation critique, ainsi que les données concernant les composés et complexes des éléments considérés précédemment avec une sélection de ligands organiques (oxalate, citrate, EDTA et acide isosaccharinique). Trois nouveaux examens d'espèces et composés inorganiques d'autres éléments (thorium, étain et fer) sont en cours.

Le projet TDB vise à produire une base de données qui :

- contient des données pour tous les éléments d'intérêt dans les systèmes d'élimination des déchets radioactifs ;
- documente le pourquoi et le comment de la sélection des données ;
- fournit des recommandations basées sur des données expérimentales originales, plutôt que des compilations et des estimations ;
- documente les sources de données expérimentales utilisées ;
- présente une cohérence interne ;
- traite tous les solides et espèces aqueuses des éléments pertinents pour les calculs d'évaluation des performances du stockage des déchets nucléaires.

La base de données présente une caractéristique unique : elle contient des données qui ont été évaluées directement à partir des données expérimentales originales. Seules les données de base de formation et de réactions thermodynamiques sont compilées (énergies de Gibbs, enthalpies, entropies et capacités calorifiques). Les comptes rendus n'incluent pas de données sur la cinétique, la diffusion ou la sorption.

Une description détaillée du projet est disponible sur le site Web, qui propose également des liens vers les rapports d'analyse de la base de données thermochimique.

Chapitre 5 : Conclusions et recommandations

Le CSN a chargé le groupe d'experts d'essayer d'anticiper sur les besoins futurs d'installations de R&D en science nucléaire en étroite collaboration avec les autres comités techniques permanents de l'AEN. Le but spécifique de cette étude était de contribuer à encourager la collaboration internationale pour le développement de nouvelles technologies nucléaires.

Bien que l'analyse des différents secteurs d'activités permette de tirer des conclusions qui s'appliquent dans le monde entier, cela n'implique pas nécessairement que les différents pays soient désireux ou capables d'en suivre les implications. Cette dichotomie signifie que les conclusions et recommandations qui suivent doivent être lues par rapport au contexte multinational dans lequel elles ont été réunies, un contexte cohérent avec les objectifs et les attributions de l'AEN. Il est cependant encourageant de constater que l'activité multinationale existante dans le domaine de la science nucléaire est importante et que la construction de nouveaux liens se poursuit. Ce caractère multinational est particulièrement appréciable dans la mesure où une grande partie des développements s'effectuent dans un contexte soumis au commerce et à la concurrence.

Bien qu'il ait centré naturellement son analyse et ses considérations sur les grosses installations pour des raisons liées aux questions de financement et de dotation en personnel, le groupe d'experts reconnaît également l'importance des installations plus petites, plus souples et de l'instrumentation nécessaire.

Même si ce rapport n'indique pas directement à quel moment chaque pays devra planifier des sites pilotes pour les futures installations ni les conséquences que pourraient avoir le refus d'entreprendre des activités spécifiques, le groupe d'experts pense qu'une description de l'ampleur du travail en cours et de la manière dont il est réparti dans le monde permettra de déduire les orientations probables.

Enfin, bien que nous n'ayons pas beaucoup insisté dans nos discussions sur le problème de la disponibilité de ressources humaines suffisamment qualifiées et expérimentées (nos attributions concernaient les « installations de R&D »), la question a été soulevée dans plusieurs parties de cette analyse. Le problème des ressources humaines est en effet un facteur important et, bien qu'il soit traité de différentes façons selon les pays et les régions (AEN, 2007a), le groupe d'experts estime qu'il est nécessaire de gérer et de planifier de manière continue la fourniture de ressources tant humaines que physiques pour la poursuite du développement de l'énergie nucléaire.

Les sections suivantes résument les conclusions et les recommandations des secteurs spécifiques identifiés dans le Chapitre 3.

5.1 Données nucléaires

De l'examen du domaine des données nucléaires dans la Section 3.1, il ressortait que, malgré le nombre apparemment élevé des installations expérimentales, peu d'entre elles réalisent vraiment des mesures intéressantes pour les applications d'énergie nucléaire. Si on considère la disponibilité d'installations modernes capables de fournir des résultats sur les matériaux présentant actuellement un intérêt technologique et avec le niveau de précision requis pour les applications présentes et futures, il devient clair que le nombre d'installations appropriées est nettement plus limité. En outre, des difficultés majeures demeurent quant à l'approvisionnement de certains matériaux cibles et la préparation des échantillons correspondants.

Dans la mesure où les mesures intégrales sont concernées, on constate un même manque d'installations et aucune nouvelle construction n'a vu le jour depuis un certain temps. Seules un petit nombre d'installations critiques avec des réserves de matériaux de simulation suffisamment variées

demeurent aujourd'hui en activité. Ces installations sont essentielles pour la validation des données nucléaires et pour les programmes de physique neutronique.

Nous proposons des recommandations liées à la maintenance et au développement : i) de l'expertise; ii) des infrastructures et des échantillons. Par ailleurs, la Section 3.1.3 indique dans quels secteurs des installations et une expertise nouvelles pourraient devenir nécessaires dans l'avenir.

Expertise

Nous approuvons l'importance accordée à la question des compétences dans la déclaration et les recommandations du Comité de direction de l'énergie nucléaire de l'AEN à propos du rôle des gouvernements pour disposer de ressources humaines qualifiées dans le domaine nucléaire (AEN, 2007a).

Nous considérons qu'une meilleure intégration entre le monde universitaire et les autres communautés d'utilisateurs contribuerait à faire évoluer l'évaluation et la validation des bases de données jusqu'à la norme appropriée requise pour les applications d'énergie nucléaire. Les défis que posent la modélisation des réactions nucléaires et le développement de nouvelles techniques de mesure avancées constituent une excellente base pour l'enseignement scientifique, alors que l'industrie et les autres utilisateurs finaux ont besoin d'un large éventail de données spécifiques associé à des estimations fiables de l'incertitude. Il faudrait faire un meilleur usage de cette symbiose.

Infrastructure et échantillons

Les installations de mesures différentielles et intégrales encore en service sont issues des efforts qui ont abouti aux réacteurs de l'ancienne et de la nouvelle générations. Il reste peu d'installations de ce type aujourd'hui ; elles seront cependant nécessaires pour continuer à progresser sur les données nucléaires, d'une manière compatible avec les besoins des utilisateurs. Elles doivent par conséquent être entretenues, voire même mises à niveau, et rendues accessibles internationalement à de nombreux utilisateurs. De nouveaux projets de construction doivent être encouragés.

La disponibilité d'installations capables de fournir les échantillons requis pour les mesures modernes est une exigence supplémentaire importante, parallèlement à la disponibilité des installations de mesures proprement dites.

De la même manière, les bases de données bien qualifiées qui offrent une base solide pour les calculs sont le résultat des efforts coordonnés de la communauté des données nucléaires au cours des dernières décennies. Les exigences résultant : i) du prolongement de la durée de vie des réacteurs actuellement en service ; ii) de l'évolution des nouveaux réacteurs et des infrastructures du cycle du combustible associées ; iii) des charges plus lourdes dans le monde actuel sur les plans environnemental et de la sûreté pèsent considérablement sur la précision exigée des modèles et de la base de données nucléaire sous-jacente. Ces exigences ne seront satisfaites que si le niveau actuel de l'expertise et des installations est maintenu.

5.2 Développement de réacteurs

Le groupe d'experts conclut que, d'une manière générale, il est très difficile d'anticiper sur les besoins futurs pour des secteurs de la recherche et des types de réacteurs spécifiques, car l'importance variable de certains modèles de réacteurs dans le temps et dans différents pays influent sur la vision. Par ailleurs, le regain d'intérêt actuel pour les concepts de réacteur originaux élargit le champ de développement et replace, par exemple, les réacteurs refroidis au gaz (RRG) (GCR) sur le devant de la scène.

Parallèlement aux besoins directs concernant des réacteurs de recherche et des assemblages critiques spécifiques, liés à des modèles de réacteurs particuliers, le groupe d'experts conclut qu'il faudrait également des réacteurs de puissance zéro (ou à faible puissance) polyvalents et des assemblages sous-critiques dédiés aux expériences de physique des réacteurs de base et à la formation. Cette exigence d'extension des connaissances de base s'applique à tous les futurs développements dans le domaine de l'énergie nucléaire, quels que soient les types de réacteur adoptés. Sur cette base, il est clair que les assemblages critiques doivent être polyvalents (multifonctions) pour pouvoir suivre l'évolution des besoins.

Le groupe d'experts pense que cette exigence nécessitera de nouveaux réacteurs de recherche, mais qu'il est possible de la satisfaire partiellement en continuant d'exploiter les réacteurs de recherche existants, tant qu'ils satisfont aux normes de sûreté internationales. En particulier, le besoin d'installations critiques doit être souligné, car elles servent pour les études sur la physique des réacteurs et la sûreté critique. La prolongation de la durée de vie d'un réacteur existant [voir, par exemple, la modernisation du JMTR (2008f)] est une réponse possible à l'arrêt des installations existantes sur certains sites.

Le groupe d'experts insiste également sur le besoin permanent de réacteurs de recherche comme sources de neutrons, notamment pour les sources de neutrons de haute intensité utilisés comme sondes pour les matériaux. Bien que, dans la tendance actuelle, les accélérateurs de grandes dimensions et/ou multifonctions comme IFMIF (ENEA, 2008) et JANNUS (Serruys, 2007) soient dotés de telles installations, les réacteurs de recherche conventionnels présentent des avantages, notamment la capacité à fournir une irradiation continue ou des conditions plus représentatives. Ces deux types d'installation (accélérateurs et réacteurs) sont donc nécessaires et leurs possibilités sont complémentaires.

Le groupe d'experts note que plusieurs pays de l'OCDE ont lancé la construction ou annoncé leur intention de construire de nouveaux réacteurs nucléaires et d'autres installations du cycle du combustible nucléaire. De l'autre côté, des pays non-membres de l'OCDE tels que la Russie, la Chine et l'Inde ont déjà lancé des programmes actifs aboutissant à une mise en œuvre concrète dans ce domaine. En particulier, des efforts considérables ont été déployés pour construire des réacteurs à neutrons rapides. Toutefois aucune mise en service d'un nouveau réacteur de puissance à spectre rapide n'est planifiée avant 2020 dans les pays de l'OCDE, ce qui handicapera probablement les activités de R&D innovantes, notamment dans le cadre de la recherche sur les combustibles.

D'après le groupe d'experts, les pays membres de l'OCDE pourraient éventuellement donner une nouvelle impulsion à la promotion d'une R&D appropriée pour encourager l'innovation dans l'industrie nucléaire et pour conserver le leadership dans les technologies nucléaires. Cet élan, qui devrait clairement entrer dans le cadre des budgets nationaux disponibles, pourrait contribuer à promouvoir la collaboration internationale. Les secteurs possibles sont les suivants : construction d'un réacteur à neutrons rapides (peut-être même en copropriété) et/ou d'un laboratoire consacré à l'extraction groupée et à la fabrication de combustible chargé en actinides mineurs (voir plus haut « Renforcement de la coopération internationale »).

Le groupe d'experts conclut que l'extension récente du Partenariat mondial pour l'énergie nucléaire (GNEP, *Global Nuclear Energy Partnership*) est un signe de l'aspiration à une collaboration accrue dans la communauté de l'énergie nucléaire internationale pour gérer les développements à court terme. Dans une perspective à plus long terme, l'initiative Génération IV (GIF, 2008a) rassemble de même un certain nombre de pays au sein du Forum International Génération IV dans le but de développer des modèles de réacteurs pour les futures applications.

Le groupe d'experts recommande une fédération renforcée des efforts financiers, scientifiques et techniques des pays de l'OCDE, qui permettrait d'optimiser les ressources disponibles. Elle viserait, par exemple, à mieux utiliser les réacteurs de recherche existants ou à construire des installations nucléaires en copropriété, selon une approche similaire à celle adoptée par l'Institut Laue-Langevin (ILL, 2008) [ou, dans le domaine de la fusion, ITER (2008)].

Le groupe d'experts note le rôle clé joué par les institutions internationales dans la promotion d'une telle coopération entre les pays et recommande que les synergies existantes entre les activités de l'AEN et de l'AIEA dans ce domaine soient explorées plus avant.

Le groupe d'experts souhaite également encourager les échanges de chercheurs, de programmes de recherche et de résultats, par exemple, via une collaboration entre les installations en France et en Belgique [par exemple, EOLE (Fougeras, 2007) et VENUS (Baeten, 2008)].

En ce qui concerne les compétences de base, le groupe d'experts note que les installations actuelles liées à la recherche nucléaire sont exploitées par des scientifiques et un personnel technique très compétents et expérimentés. Il recommande que cette base de ressources humaines et d'expertise soit préservée, notamment dans le contexte présent d'une « renaissance du nucléaire », ce qui nécessite le recrutement et le maintien d'un personnel plus jeune en remplacement des personnes qui atteignent l'âge de la retraite.

Le groupe d'experts conclut également qu'il faut, dans la mesure où cela est approprié, conserver les installations opérationnelles existantes et l'ensemble des connaissances accumulées, car l'expérience a montré que des technologies abandonnées peuvent connaître un renouveau (exemple : le RHT (HTR), qui est désormais l'un des six systèmes choisis dans le cadre de Génération IV).

En rapport avec la conservation des connaissances, le travail sur les bases de données des expériences passées, par exemple, le projet IRPhE (AEN, 2008r), a poussé le CSN à recommander que les méthodes et les procédures d'assurance qualité (QA) employées pour ces dernières soient adoptées pour documenter les expériences actuelles et à venir. Le groupe d'experts confirme à nouveau cette recommandation, à condition que les procédures d'assurance qualité (QA) soient cohérentes avec les besoins et pas inutilement lourdes ; clairement si les exigences du processus d'assurance qualité (QA) sont une charge inutile, cela risque de décourager les participations.

D'après le groupe d'experts, les résultats des expériences passées sur les combustibles MOX, au carbure, au nitrure et métalliques irradiés, ainsi que le feed-back sur les réacteurs en service, la technologie du sodium, etc. constituent également une mine d'informations, et ces ressources doivent être préservées

Dans le contexte de l'enrichissement de la base de connaissances chez les chercheurs plus jeunes, le groupe d'experts loue : i) l'initiative de la France et de l'Allemagne de construire l'École d'été Frédéric Joliot et Otto Hahn sur les réacteurs nucléaires – Physique, combustibles et systèmes (CEA/FZK, 2008) ; ii) la création de l'Université Nucléaire Mondiale (WNU, 2008). Les initiatives de ce type doivent être encouragées.

5.3 Applications neutroniques

Actuellement, il semble que de nouvelles sources de diffusion des neutrons vont être mises en service pour compenser les pertes prévues suite aux fermetures de sources. Les ressources seront cependant concentrées dans un moins grand nombre de sources plus importantes et le centre de gravité se déplacera inévitablement de l'Europe vers l'Amérique du Nord et le Japon, sauf si l'ESS est construit rapidement (ENP, 2003a).

D'après les prévisions, l'analyse de la structure et des défauts par la diffraction des neutrons et la diffusion des neutrons aux petits angles continueront de jouer un rôle dans les essais et le développement de nouveaux matériaux techniques pour la technologie nucléaire. Il faut également s'attendre à ce que les domaines en plein essor de l'analyse des contraintes et de l'analyse des textures croissent en importance au fur et à mesure que leur audience s'élargira. Les mesures par diffusion inélastique des neutrons constitueront probablement une activité de niveau inférieur dans ce domaine, mais elles devraient continuer de jouer un rôle important dans le mesurage des noyaux de diffusion qui seront utilisés dans les études de Monte Carlo pour analyser le comportement du modérateur.

Une utilisation à grande échelle des techniques de radiographie neutronique dans les procédés de fabrication du combustible nécessite l'adoption de méthodes normalisées pour des contrôles non destructifs. Les installations de radiographie neutronique doivent fonctionner de manière coordonnée avec les organismes de normalisation (ASTM, ISO, etc.) afin d'adopter des procédures pour la qualification des faisceaux, des techniciens et des traitements des images.

L'application de méthodes de radiographie neutronique modernes telles que la radiographie par contraste de phase pourrait intégrer des compétences en diffraction des neutrons et en radiographie neutronique dans une action synergique offrant une applicabilité des techniques d'imagerie neutronique plus large.

5.4 ADS et systèmes de transmutation

Les technologies de transmutation utilisant des systèmes conventionnels ou des systèmes pilotés par accélérateur (ADS) sont considérées comme importantes pour le développement durable de l'énergie nucléaire partout dans le monde. Les défis techniques pour les systèmes pilotés par accélérateur, cependant, concernent de nombreux domaines. Il est donc fortement souhaitable de partager les

efforts expérimentaux d'une façon systématique. Le projet MEGAPIE (PSI, 2008) était un excellent précurseur pour une collaboration internationale en la matière.

Une feuille de route internationale pour les systèmes pilotés par accélérateur (ADS) est un élément important.

La construction d'un accélérateur dédié est considérée comme une nécessité afin de démontrer sa fiabilité, sa contrôlabilité, son caractère économique et sa sécurité pour une application dans un système nucléaire. Un accélérateur de démonstration de ce type pourrait être associé à un réacteur sous-critique pour constituer un système piloté par accélérateur (ADS) expérimental. Il y a des raisons de penser qu'un programme global (peut-être sous une forme similaire à celle du projet ITER pour le développement d'énergie de fusion) est souhaitable.

Avant de réaliser une usine de démonstration, l'établissement de la base technique destinée au traitement des actinides mineurs (MA) dans les systèmes d'énergie nucléaire et au couplage d'un accélérateur de protons avec un réacteur à spectre rapide sont deux mesures extrêmement importantes pour assurer une conception fiable du système, l'évaluation de la sûreté et la formation des jeunes scientifiques et ingénieurs. De ce point de vue, l'installation expérimentale de transmutation (J-PARC, 2008) liée au projet J-PARC au Japon devrait jouer un rôle important si elle est adaptée dans un cadre international.

Une base de données de propriétés des matériaux pour les actinides mineurs (MA) et les produits de fission à vie longue (LLFP, *Long-lived Fission Products*) est un élément important pour concevoir les combustibles destinés aux systèmes de transmutation. Étant donné la rareté des matériaux et les limitations réglementaires sur les quantités autorisées dans une installation, il est difficile de mesurer les propriétés physiques et chimiques de ces matériaux. Il est donc recommandé de conserver des laboratoires de cellules chaudes intégrés [tel le laboratoire d'actinides mineurs (Minor Actinide laboratory, MA-Lab) à l'ITU de Karlsruhe (ITU, 2008a)] et de développer un moyen sûr de se procurer des échantillons d'actinides mineurs et de produits de fission à vie longue pour ces mesures de propriétés de matériaux, ainsi que pour les mesures de données nucléaires et les expériences de physique des réacteurs.

Bien que des travaux récents dans le cadre du projet MEGAPIE (PSI, 2008) aient démontré la faisabilité d'une cible eutectique plomb-bismuth (LBE) de haute puissance et que son essai post-irradiatoire soit sur le point de produire des connaissances précieuses, actuellement, l'état des données d'irradiation des matériaux ne permet pas de proposer une conception fiable pour une cible de type fenêtre. Il est recommandé de préparer une base de données de propriétés des matériaux couvrant un large éventail de conditions de conception (température, teneur en oxygène et vitesses de circulation de l'eutectique plomb-bismuth (LBE), densité du faisceau, période d'irradiation).

L'autre alternative (conception sans fenêtre) est à l'étude, principalement dans les pays européens, en utilisant une surface libre de l'eutectique plomb-bismuth (LBE) par inertie. Toutefois, le contrôle de la stabilité d'une telle surface libre pourrait poser des difficultés lorsqu'un faisceau de protons haute puissance est incident.

Un test avec un faisceau de protons de classe mégawatt est considéré comme nécessaire pour prouver la faisabilité technique avant la connexion à un réacteur sous-critique, ainsi que des expériences sur maquette sans faisceaux.

Il est recommandé d'organiser un benchmark international afin d'établir une norme mondiale des propriétés des matériaux pour l'eutectique plomb-bismuth (LBE), qui est le candidat le plus étudié comme caloporteur primaire du cœur sous-critique d'un système piloté par accélérateur (ADS). De plus, un essai intégral destiné à vérifier la faisabilité d'un contrôle de l'oxygène dans une cuve de réacteur réaliste serait nécessaire avant la construction d'un système nucléaire refroidi à l'eutectique plomb-bismuth (LBE).

Les données thermohydrauliques du fluide caloporteur (eutectique plomb-bismuth) doivent également être vérifiées par un travail expérimental, par exemple, l'érosion locale des matériaux dans le cœur par la circulation rapide de l'eutectique plomb-bismuth. Les composants à grande échelle tels que les échangeurs thermiques et les pompes nécessitent également un développement pour l'eutectique plomb-bismuth.

5.5 Combustible

Pour le développement et les essais de combustible, des installations d'irradiation expérimentales sont essentielles. Le groupe d'experts recommande par conséquent que la durée de vie des principales installations d'irradiation existantes, notamment le réacteur Halden et le réacteur d'essai avancé soit prolongée. En ce qui concerne l'avenir, le développement de l'action de coordination pour le réacteur Jules Horowitz (JHR, *Jules Horowitz Reactor*) (EC, 2008a) présente un intérêt particulier.

La base de données IFPE (AEN, 2008oo) doit être entretenue et étendue.

De nouvelles installations pour les conditions de Génération IV – température élevée, flux intenses, différents types de caloporteur, etc. – doivent être développées. Alors que des boucles spécifiques sont déjà en développement, soumises à des essais ou en construction, il faut insister sur le besoin d'installations d'irradiation à spectre rapide, car les enjeux de la recherche sur le combustible des réacteurs rapides de Génération IV sont élevés ; il existe actuellement une pénurie d'installations. Par ailleurs, il faut tenir compte du fait que la R&D sur le combustible est une démarche à long terme ; de nombreux essais d'irradiation dans des conditions représentatives sont nécessaires avant qu'un combustible ne puisse être considéré comme qualifié pour utilisation.

Outre le combustible proprement dit, les matériaux de structure doivent eux aussi être soumis à des essais, dans le régime de fonctionnement approprié (spectre de neutrons, fluence, température, environnement du caloporteur, etc.) ; voir les Sections 3.6 et 5.6.

Concernant les particules de combustible enrobées TRISO (CFP) pour les réacteurs à haute température refroidis au gaz (RHTRG) (HTGR, *high-temperature gas-cooled reactors*), le groupe d'experts soutient la recommandation du rapport SFEAR (*support facilities for existing and advanced reactors*), qui préconise d'encourager fortement la collaboration internationale, étant donné l'importance des performances du combustible pour la sûreté des RHTRG, les longs délais de mise en œuvre et le coût des essais de combustible. Par ailleurs, le groupe d'experts considère qu'il est important de conserver les réacteurs d'essai existants, tels le CABRI, le NSRR et l'ATR, car ils permettent de tester les combustibles des RHTRG.

En ce qui concerne les cellules chaudes et les examens post-irradiatoires (PIE, *Post Irradiation Examination*), le groupe d'experts recommande que la disponibilité à long terme des cellules chaudes pour l'examen des combustibles soit garantie. De même, les conclusions du projet HOTLAB (EC, 2005) devraient être prises en compte, notamment le fait que, même si aucun changement important n'est prévu au moins dans les cinq prochaines années, il est plus difficile d'anticiper sur le long terme en termes d'utilisation de cellules chaudes. Une observation permanente de l'évolution mondiale sera nécessaire.

Enfin, les conclusions du groupe d'experts relatives à la chimie du cycle du combustible sont les suivantes :

- Un travail considérable en ingénierie chimique sera nécessaire dans une phase d'adaptation (changement d'échelle) des procédés de séparation proposés à l'échelle pilote et ensuite au prototype industriel.
- La possession d'installations de R&D répondant aux exigences en matière de gestion des actinides mineurs (MA) devient un facteur déterminant dans les pays qui se tournent vers la séparation et la transmutation (P&T), au vu : i) des réglementations strictes qui limitent les quantités d'actinides mineurs pouvant être traitées dans les installations blindées ; ii) des coûts de construction.
- Des installations d'irradiation pour étudier la résistance à la radiolyse des ligands sont essentielles pour le développement de nouveaux réactifs organiques utilisés dans le procédé de séparation aqueuse (par exemple, MARCEL au CEA Marcoule). Un laboratoire spécialisé dans les actinides, capable de traiter des quantités importantes, est également indispensable pour étudier l'impact de la radiolyse alpha.
- Des laboratoires de synthèse organique, de chimie analytique et de chimie structurale sont également importants pour le développement de procédés de séparation.

5.6 Matériaux

Le groupe d'experts conclut que les installations devront continuer de couvrir tout l'éventail des exigences pour : i) l'irradiation des matériaux ; ii) la validation de la modélisation/caractérisation des matériaux; iii) les essais de matériaux.

La disponibilité permanente de réacteurs d'essai de matériaux (MTR) et des installations que ces réacteurs sont capables de fournir est considérée comme un élément essentiel dans l'étude de matériaux nécessaires pour les réacteurs et les autres branches de la science nucléaire. Le champ d'application des capacités d'irradiation devra s'élargir au fur et à mesure que les besoins de travaux sur les nouveaux types de réacteurs évolueront.

La disponibilité de grosses installations telles que des sources de spallation et des réacteurs pour l'analyse des matériaux est également considérée comme essentielle. Les sources de spallation peuvent aussi être des sources de neutrons précieuses pour l'irradiation des matériaux, en complément des dispositifs disponibles dans les MTR.

5.7 Sûreté

La section Sûreté du présent rapport a été réalisée en grande partie à partir du travail du Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) qui a abouti au rapport SFEAR (AEN, 2007d). Par conséquent, les conclusions et recommandations qui suivent sont essentiellement celles du rapport SFEAR. Pour un complément d'informations, se reporter à ce dernier. Les paragraphes suivants sont un résumé et concernent à la fois le court terme et le long terme :

- Les efforts du CSIN concernant la préservation des installations doivent se focaliser sur les grosses installations, dont la perte signifierait la perte d'une capacité unique et la perte d'un investissement important qui, dans le climat actuel de resserrement des budgets, ne serait probablement pas remplacé. La préservation inclut également le maintien de l'expertise, des connaissances, des capacités et du personnel indispensables à la conservation de l'infrastructure. (Les précédents efforts du CSIN ont permis de maintenir en activité plusieurs installations importantes au cours des cinq dernières années, contribuant ainsi à l'effort actuel du SFEAR. La fermeture de nombreuses installations importantes, coûteuses et uniques est cependant prévue au cours des cinq prochaines années.)
- Le CSIN et le Comité sur les activités nucléaires réglementaires (CANR) devraient prendre des mesures pour encourager la coopération de l'industrie en mettant en avant : i) la responsabilité de l'industrie dans le développement de données suffisantes pour prendre en charge leurs applications ; ii) les avantages de la recherche coopérative ; iii) l'intérêt de préserver l'infrastructure essentielle pour la recherche.
- En raison du nombre élevé de cellules chaudes et d'autoclaves, chaque pays est invité à surveiller l'état de ces installations essentielles et à porter à l'attention du CSIN toutes les questions concernant une perte d'infrastructure critique.
- Pour certains problèmes de sûreté, aucune installation à grande échelle n'est identifiée pour la conduite de recherches appropriées. Les groupes de travail du CSIN concernés doivent donc déterminer si de telles installations sont nécessaires ou non pour aider à la résolution de ces problèmes.

Court terme

Les recommandations suivantes sont axées sur les mesures que le CSIN doit prendre à court terme pour empêcher la perte d'installations clés menacées d'une fermeture imminente.

- Dans le secteur thermohydraulique, PANDA et PUMA risquent d'être fermés au cours de la prochaine ou des deux prochaines années. Ces installations sont uniques et coûteuses ; une au moins devrait être conservée. Le rapport SFEAR (AEN, 2007d) propose d'autres arguments et une préférence.

- Dans le domaine des accidents graves, la plupart des installations qui prennent en charge la résolution des problèmes de sûreté suivants pour les REB (BWR), les REP (PWR), les VVER et les RAEL (ALWR) sont en danger à court terme :
 - Pré-conditions de fusion du cœur ;
 - contrôle de gaz combustibles ;
 - possibilité de refroidissement des cœurs surchauffés.
- Le rapport SFEAR recommande la préservation de trois installations spécifiques en raison du coût de leur remplacement, de leur classement relatif élevé et de leur polyvalence.
- Dans les autres domaines techniques (combustibles, intégrité des équipements et des structures), aucune mesure à court terme du CSIN n'est recommandée.
- Le rapport SFEAR reconnaît que la mise en œuvre des recommandations ci-dessus dépend de l'intérêt et de l'engagement des pays hôtes à fournir suffisamment de ressources pour attirer la participation d'autres parties intéressées et de la capacité à proposer des programmes expérimentaux pertinents pour la résolution des problèmes et présentant un intérêt pour les pays membres.

Long terme

- À plus long terme, il est recommandé au CSIN d'adopter une stratégie pour la préservation d'une infrastructure d'installations de recherche, basée sur la préservation des installations uniques, polyvalentes et difficiles à remplacer. (Cohérente avec les attributions du groupe d'experts, cette recommandation est basée sur le support des REL (LWR) et des RELP (PHWR) actuellement en service, et sur l'octroi des autorisations pour les futurs RAEL (ALWR) et RELPA (APHWR).) La stratégie devrait tenir compte des priorités à court et moyen terme, du coût de la préservation (même si cela devait se faire au détriment des autres programmes/installations) et des plans d'intervention en cas de perte d'installation.
- Les facteurs qui ont permis d'aboutir aux conclusions et aux recommandations du rapport SFEAR pourraient s'avérer utiles dans le développement d'une stratégie à long terme pour l'évaluation et le lancement de futurs projets de recherche en coopération. Ces facteurs incluent les éléments suivants :
 - coût de fonctionnement et de remplacement des installations ;
 - possibilité de définir un programme expérimental utile ;
 - implication de ressources et priorités à long terme ;
 - participation de l'industrie ;
 - programmes et engagement à long terme des pays hôtes.
- Un tableau des besoins en matière d'infrastructure d'installations de recherche critiques est fourni dans le rapport SFEAR ; celles qui sont considérées comme uniques, difficiles à remplacer et d'une grande importance relative dans leur domaine technique sont identifiées. Il est recommandé au CSIN de surveiller l'état de ces installations sur le long terme avec l'objectif de prendre les mesures qui conviennent pour s'assurer que des installations critiques sont disponibles pour chaque type de réacteur, afin de répondre aux besoins en infrastructures de recherche critiques. Par ailleurs, pour les nouveaux réacteurs et les nouvelles technologies, le CSIN devrait jouer un rôle actif dans le soutien et l'organisation des travaux de recherche coopérative, et contribuer ainsi à la préservation des infrastructures. Une fois de plus, l'intérêt du pays hôte sera un facteur important pour déterminer quelles installations doivent être préservées.

5.8 Recherche nucléaire et en radiochimie

Le groupe d'experts recommande que des laboratoires de cellules chaudes intégrés [tel le laboratoire d'actinides mineurs (Minor Actinide laboratory, MA-Lab) à l'ITU de Karlsruhe] soient conservés pour mesurer les propriétés physiques et chimiques de base des composés d'actinides.

Le groupe note également que les cellules chaudes et les boîtes à gants détenues par les universités sont des outils importants pour l'éducation. Il est par conséquent recommandé d'utiliser un réseau tel que les installations regroupées dans ACTINET, une telle approche étant considérée comme pertinente pour un partage efficace des installations et la promotion de la collaboration internationale.

Le groupe estime que les installations de rayonnement synchrotron capables d'effectuer des mesures sur des échantillons radioactifs devraient être conservées (par exemple, le SSRL pour la mesure sur des échantillons de plutonium). Les mesures des propriétés des actinides et des produits de fission à vie longue (LLFP, *Long-lived Fission Products*) dans le combustible utilisé directement au moyen de la spectroscopie par absorption des rayons X font également partie des exigences futures. Des lignes de faisceaux spéciaux tels MARS à SOLEIL sont nécessaires pour des mesures sur des échantillons hautement radioactifs.

5.9 Installations diverses

En rapport avec la chaleur d'origine nucléaire pour la production d'hydrogène, le groupe d'experts soutient la recommandation qui préconise la poursuite de la collaboration internationale dans ce domaine, émise à l'occasion de la 3^e conférence sur la production nucléaire d'hydrogène (*3rd Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen*), en octobre 2005 (AEN, 2006).

Il souscrit également à la nécessité d'examiner les problèmes de sûreté pour veiller à ce que les installations chimiques et nucléaires ne constituent pas des risques les unes pour les autres.

Le groupe d'experts note le besoin d'une coopération sur les questions suivantes : i) sûreté ; ii) mesure et vérification des matériaux et des propriétés chimiques ; iii) développement des matériaux, y compris des matériaux de structure, des membranes et des catalyseurs ; iv) techniques de fabrication avancées et besoin implicite d'installations pour élucider les informations correspondantes.

En ce qui concerne la simulation et l'infrastructure de calcul haute performance, le groupe d'experts constate à quel point les ordinateurs puissants occupent une place importante dans l'infrastructure pour la recherche et le développement en rapport avec les applications de science nucléaire, ainsi que dans d'autres domaines.

Le groupe suggère que, au-delà des progrès réalisés dans les vitesses de calcul, des investissements dans le développement d'algorithmes originaux, bien adaptés aux nouvelles plates-formes informatiques multiprocesseurs pourraient se révéler très profitables. Il faut notamment créer de nouveaux solveurs d'équations physiques nécessaires pour la conception, la sûreté et le fonctionnement des réacteurs nucléaires ; ils permettront d'utiliser des modèles plus perfectionnés et, donc, d'éliminer les approximations qui ne sont plus justifiées. Les développements récents dans le domaine de la science nucléaire concernent les secteurs suivants :

- couplage de la neutronique et de la thermohydraulique ;
- interprétation des expériences menées dans les réacteurs ;
- exploitation efficace de gros volumes de données pour faire un meilleur usage des résultats, mieux déterminer les limites de confiance et améliorer la compréhension grâce à une visualisation rapide.

Le groupe d'experts conclut que l'innovation dans les méthodes de calcul utilisées par les applications nucléaires pourrait s'avérer fructueuse.

5.10 Autres recommandations

La base de données RTFDB a pu être créée et publiée sur Internet. Le groupe d'experts estime qu'elle a été un outil très utile pour le présent compte rendu. Il pense également qu'elle constitue déjà une ressource précieuse pour la communauté scientifique dans le monde entier et encourage donc le CSN à poursuivre la mise à jour et l'extension de la base de données RTFDB dans l'avenir. Cela aiderait l'AEN à examiner régulièrement la situation des installations nucléaires, notamment dans les domaines où les risques de perte sont élevés, dans le but de surveiller les tendances indésirables et de faire des observations sur ces dernières.

Références

ACTINET (European Network for Actinide Sciences) (2008), European Network for Actinide Sciences website, accessed 12 December 2008, www.actinet-network.org/.

ACTINET (2008a), Pooled Facilities website, accessed 12 December 2008, www.actinet-network.org/pooled_facilities#facilities.

AEN (Agence pour l'énergie nucléaire) (1993), *Separate Effect Test Matrix for Thermal-hydraulic Code Validation*, Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), NEA/CSNI/R(93)14, OCDE, Paris, accessed 15 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/docs/1993/csni-r1993-14.pdf.

AEN (1996), *CSNI Integral Test Facility Validation Matrix for the Assessment of Thermal-hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients*, Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), NEA/CSNI/R(96)17, OCDE, Paris, accessed 15 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/docs/1996/csni-r1996-17.pdf.

AEN (1997), *Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management*, Prepared by the CNRA, Working Group on Inspection Practices (WGIP), see Section 3.1.4, Ref. [37], accessed 16 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/docs/1997/csni-r1997-11.pdf.

AEN (2001), *Nuclear Safety Research in OECD Countries. Major Facilities and Programs at Risk*, Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), SESAR/FAP Report, OCDE, Paris, accessed 15 December 2008, <http://home.nea.fr/html/nsd/reports/nea3144-research.pdf>.

AEN (2003), *Research and Development Needs for Current and Future Nuclear Energy Systems*, ISBN 92-64-02159-0 (also available in French), OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea5188-research-needs.pdf.

AEN (2005), *Fuels and Materials for Transmutation – A Status Report*, NEA No. 05419, ISBN 92-64-01066-1, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea5419_fuels_materials.pdf.

AEN (2005a), *Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators*, *Proceedings of the 4th International Workshop*, Daejeon, Republic of Korea, 16-19 May 2004, ISBN 92-64-01380-6, OCDE, Paris, accessed 11 December 2008, www.nea.fr/html/science/hpa4/.

AEN (2006), *Nuclear Production of Hydrogen, Third Information Exchange Meeting*, Oarai, Japan, 5-7 October 2005, ISBN 978-92-64-02629-2, OCDE, Paris.

AEN (2006a), *Physics and Safety of Transmutation Systems – A Status Report*, ISBN 92-64-01082-3, NEA No. 06090, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/docs/pubs/nea6090-transmutation.pdf.

AEN (2006b), *Reference Values for Nuclear Criticality Safety – Homogeneous and Uniform UO₂, “UNH”, PuO₂ and “PuNH”, Moderated and Reflected by H₂O*, A Demonstration Study by an Expert Group of the Working Party on Nuclear Criticality Safety for the OECD/NEA Nuclear Science Committee, ISBN 92-64-02333-X, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/pubs/2006/nea5433-refvalues.pdf.

AEN (2007), *Handbook on Lead-bismuth Eutectic Alloy and Lead Properties, Materials Compatibility, Thermal-hydraulics and Technologies*, 2007 Edition, OECD/NEA Nuclear Science Committee Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle Working Group on Lead-bismuth Eutectic, ISBN 978-92-64-99002-9, OCDE, Paris.

AEN (2007a), “OECD/NEA Countries Adopt a Statement About Qualified Human Resources in the Nuclear Field”, Press Release of 14 November 2007, OCDE, Paris, accessed 08 December 2008, www.nea.fr/html/general/press/2007/2007-05.html.

- AEN (2007b), *Scientific Issues and Emerging Challenges for Radiological Protection, Report of the Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science*, ISBN 978-92-64-99032-6, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/rp/reports/2007/nea6167-egis.pdf.
- AEN (2007c), *Speciation Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources (Actinide-XAS-2006), Proceedings of the 4th Euroconference and NEA Workshop*, Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), Germany, 18-20 September, OCDE, Paris, ISBN 978-92-64-99006-7, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/science/pubs/2007/nea6288-speciation.pdf.
- AEN (2007d), *Support Facilities for Existing and Advanced Reactors (SFEAR), Report of the Senior Group of Experts on Nuclear Safety Research (SESAR)*, NEA/CSNI/R(2007)6, ISBN 978-92-64-99005-0, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/docs/2007/csni-r2007-6.pdf.
- AEN (2008), *Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, 8th Information Exchange Meeting (8-IEMT) website*, Las Vegas, NV, 9-11 November 2004, OCDE, Paris, accessed 10 December 2008, www.nea.fr/html/pt/iempt8/index.html.
- AEN (2008a), *Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, 9th Information Exchange Meeting (9-IEMT) website*, Nîmes, France, 25-29 September 2006, OCDE, Paris, accessed 10 December 2008, www.nea.fr/html/pt/iempt9/index.html.
- AEN (2008b), *Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation 10th Information Exchange Meeting (10-IEMT) website*, Mito, Japan, 6-10 October 2008, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/pt/iempt10/index.html.
- AEN (2008c), *Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) website*, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/cnra/index.html.
- AEN (2008d), *Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) website*, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/csni/index.html.
- AEN (2008e), *CSNI Code Validation Matrix Integral Test Data website*, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/dbprog/ccvm/index.html.
- AEN (2008f), *CSNI Code Validation Matrix Separate Effects Test Data website*, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/dbprog/ccvm/indexset.html.
- AEN (2008g), *Data Bank website*, OCDE, Paris, accessed 08 December 2008, www.nea.fr/html/databank/.
- AEN (2008h), *EXFOR: Experimental Nuclear Reaction Data Retrievals database website*, OCDE, Paris, accessed 05 December 2008, www.nea.fr/html/dbdata/x4/welcome.html, see also www.nndc.bnl.gov/exfor3/exfor00.htm.
- AEN (2008i), *Expert Group on Assay Data of Spent Nuclear Fuel, Papers presented at the special session on Assay Data for Spent Nuclear Fuel at the International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2007) website*, OCDE, Paris, accessed 11 December 2008, www.nea.fr/html/science/wpncs/ADSNF/icnc2007/index.html.
- AEN (2008j), *Expert Group on Reactor-based Plutonium Disposition website*, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/egrbpd/index.html.
- AEN (2008k), *Expert Group on Reactor Stability and LWR Transient Benchmarks website*, OCDE, Paris, accessed 09 December 2008, www.nea.fr/html/science/egrsltb/.
- AEN (2008l), *Expert Group on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF) website*, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/egsaatif/index.html#ol.
- AEN (2008m), *Expert Group on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities Eighth Meeting (SATIF-8) website*, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/meetings/SATIF-8/satif8.html.
- AEN (2008n), *Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science (EGIS) website*, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/rp/egis.html.
- AEN (2008o), *Facts and Figures website*, OCDE, Paris, accessed 05 December 2008, www.nea.fr/html/general/facts.html.

- AEN (2008p), 5th International Workshop on the Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators website, Mol, Belgium, 6-9 May 2007, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html.
- AEN (2008q), 4th Information Exchange Meeting on the Nuclear Production of Hydrogen website, to be held 13-15 April, Argonne National Laboratory, Chicago, IL, April 2009, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/science/hydro/iem4/index.html.
- AEN (2008r), International Reactor Physics Benchmark Experiments (IRPhE) Project website, OCDE, Paris, accessed 05 December 2008, www.nea.fr/html/dbprog/IRPhE-latest.htm.
- AEN (2008s), The JEFF and EFF Projects website, OCDE, Paris, accessed 08 December 2008, www.nea.fr/html/dbdata/projects/nds_jef.htm.
- AEN (2008t), The Joint NEA/IAEA Group on Uranium (UG), OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/ndd/uranium/welcome.html.
- AEN (2008u), Joint Projects website, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/.
- AEN (2008v), 9th Workshop on Shielding Aspects of Accelerators, Targets and Irradiation Facilities (SATIF-9) website, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/meetings/SATIF-9/satif9.html.
- AEN (2008w), Nuclear Data High Priority Request List website, OCDE, Paris, accessed 05 December 2008, www.nea.fr/html/dbdata/hprl/.
- AEN (2008x), Nuclear Development website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/ndd/.
- AEN (2008y), Nuclear Safety and Regulation website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/welcome.html.
- AEN (2008z), Nuclear Science website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/science/.
- AEN (2008aa), OECD/NEA Cabri Water Loop Project website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/cabri.html.
- AEN (2008bb), OECD/NEA Halden Reactor Project website, OCDE, Paris, accessed 11 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/halden.html.
- AEN (2008cc), OECD/NEA MASCA-2 Project website, OCDE, Paris, accessed 16 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/masca-2.html.
- AEN (2008dd), OECD/NEA Melt Coolability and Concrete Interaction (MCCI) Project website, OCDE, Paris, accessed 16 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/mcci.html.
- AEN (2008ee), OECD/NEA PKL-2 Project website, OCDE, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/pkl.html.
- AEN (2008ff), OECD/NEA PSB-VVER Project website, OCDE, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/psb-vver.html.
- AEN (2008gg), OECD/NEA RASPLAV Project website, OCDE, Paris, accessed 16 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/rasplav.html.
- AEN (2008hh), OECD/NEA Rig of Safety Assessment (ROSA) Project website, OCDE, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/rosa.html.
- AEN (2008ii), OECD/NEA Sandia Lower Head Failure Project, OCDE, Paris, accessed 16 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/sandia-lower-head.html.
- AEN (2008jj), OECD/NEA SESAR Thermal-hydraulics (SETH-2) Project, OCDE, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/seth2.html.
- AEN (2008kk), OECD/NEA Steam Explosion Resolution for Nuclear Applications (SERENA) Project website, OCDE, Paris, accessed 16 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/serena.html.
- AEN (2008ll), OECD/NEA Thai Project, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/jointproj/thai.html.

- AEN (2008mm), PBMR Coupled Neutronics/Thermal-hydraulics Transients Benchmark – The PBMR-400 Core Design website, OCDE, Paris, accessed 09 December 2008, www.nea.fr/html/science/wprs/pbmr400/index.html.
- AEN (2008nn), Project on Partitioning and Transmutation of Minor Actinides and Fission Products website, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/pt/.
- AEN (2008oo), The Public Domain Database on Nuclear Fuel Performance Experiments for the Purpose of Code Development and Validation: International Fuel Performance Experiments (IFPE) Database website, OCDE, Paris, accessed 09 December 2008, www.nea.fr/html/science/fuel/ifpelst.html.
- AEN (2008pp), Radiation Shielding Experiments Database (Shielding INtegral Benchmark Archive Database – SINBAD), OCDE, Paris, accessed 05 December 2008, www.nea.fr/html/science/shielding/index.html and www.nea.fr/html/science/shielding/sinbad/sinbadis.htm.
- AEN (2008qq), Radioactive Waste Management website, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/rwm/.
- AEN (2008rr), Radiological Protection website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/rp/.
- AEN (2008ss), Research and Test Facilities Database (RTFDB) website, Database program developed by Visible Information Center (VIC), Japan, under contract with the NEA, OCDE, Paris, accessed 05 December 2008, www.nea.fr/rtfdb/.
- AEN (2008tt), SFCOMPO – Spent Fuel Isotopic Composition Database website, OCDE, Paris, accessed 11 December 2008, www.nea.fr/sfcompo/.
- AEN (2008uu), Thermochemical Database (TDB) Project website, OCDE, Paris, accessed 09 December 2008, www.nea.fr/html/dbtdb/.
- AEN (2008vv), *Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators, Proceedings of the 5th International Workshop*, SCK•CEN, Mol, Belgium, 6-9 May 2007, ISBN 978-92-64-04478-4, OCDE, Paris.
- AEN (2008ww), Working Group on Accident Management and Analysis (WGAMA) website, Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), OCDE, Paris, accessed 16 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/csni/gama.html.
- AEN (2008xx), Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCS) website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/csni/wgfc.html.
- AEN (2008yy), Working Group on Fuel Safety (WGFS) website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/csni/wgfs.html.
- AEN (2008zz), Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF) website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/csni/wghof.html.
- AEN (2008A), Working Group on Integrity of Components and Structures (IAGE) website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/csni/iage.html.
- AEN (2008B), Working Group on Risk Assessment (WGRISK) website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/csni/wgrisk.html.
- AEN (2008C), Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR) website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/nsd/cnra/wgrnr.html.
- AEN (2008D), Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation (WPEC) website, OCDE, Paris, accessed 05 December 2008, www.nea.fr/html/science/wpec/index.html.
- AEN (2008E), Working Party on Multi-scale Modelling of Fuels and Structural Materials for Nuclear Systems (WPMM) website, OCDE, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/science/wpmm/index.html.
- AEN (2008F), Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCSS) website, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/wpncs/index.html.
- AEN (2008G), Working Party on Scientific Issues of Reactor Systems (WPRS) website, OCDE, Paris, accessed 17 December 2008, www.nea.fr/html/science/wprs/index.html.

- AEN (2008H), Working Party on Scientific Issues of the Fuel Cycle (WPFC) website, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/wpfc/index.html.
- AEN (2008I), Workshop on Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS) website, Karlsruhe, Germany, 4-6 June 2007, OCDE, Paris, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/struct_mater/index.html.
- AEN (2008J), WPNSC Expert Group on Assay Data of Spent Nuclear Fuel website, OCDE, Paris, accessed 11 December 2008, www.nea.fr/html/science/wpncs/ADSNF/index.html.
- AEN (2009), *Speciation, Techniques and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources (Actinide-XAS-2008)*, *Proceedings of the 5th Workshop*, Synchrotron SOLEIL, Saint-Aubain, France, 15-17 July, forthcoming, accessed 17 December 2008, www.actinet-network.org/news_events/events/actinide_xas_2008_in_july_2008.
- AIEA (Agence internationale de l'énergie atomique) (2002), *Comparative Assessment of Thermophysical and Thermohydraulic Characteristics of Lead, Lead-bismuth and Sodium Coolants*, IAEA-TECDOC-1289, June, accessed 12 December 2008, www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/fnss/abstracts/abst_1289.html.
- AIEA (2003), International Conference on Non-electric Applications of Nuclear Power: Seawater Desalination, Hydrogen Production and other Industrial Applications website, 16-19 April 2007, Oarai, Japan, accessed 17 December 2008, <http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/Announcements.asp?ConfID=152>.
- AIEA (2003a), International Conference on Research Reactor Utilization, Safety, Decommissioning, Fuel and Waste Management website, 10-14 November 2003, Santiago, Chile, Organised by the IAEA, accessed 09 December 2008, www.iaea.org/NewsCenter/News/2003/reactors20031117.html.
- AIEA (2004), Research Reactors Worldwide website, Division of Physical and Chemical Sciences, IAEA, accessed 09 December 2008, www-naweb.iaea.org/naweb/physics/ACTIVITIES/Research_Reactors_Worldwide.htm.
- AIEA (2005), *Risk Informed Regulation of Nuclear Facilities*, IAEA TECDOC 1436, accessed 15 December 2008, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TE_1436_web.pdf.
- AIEA (2006), *Characterization, Treatment and Conditioning of Radioactive Graphite from Decommissioning of Nuclear Reactors*, IAEA TECDOC-1521, Vienna, Austria, accessed 12 December 2008, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1521_web.pdf.
- AIEA (2006a), *Nuclear Technology Review 2006*, IAEA, Paris, (GS)50/INF/3, 3 July, accessed 10 December 2008, www.iaea.org/About/Policy/GC/GC50/GC50InfDocuments/English/gc50inf-3_en.pdf.
- AIEA (2007), *Fast Reactor Data Base 2006 Update*, IAEA-TECDOC-1531 [supersedes IAEA-TECDOC-866 (1996)], ISBN 92-0-114206-4, IAEA, Vienna, accessed 09 December 2008, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/te_1531_web.pdf.
- AIEA (2007a), Integrated Nuclear Fuel Cycle Information Systems (INFCIS) website, accessed 11 December 2008, <http://www-nfcis.iaea.org>.
- AIEA (2007b), International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization website, 5-9 November 2007, Sydney, Australia, Organised by the IAEA, accessed 09 December 2008, www.iaea.org/NewsCenter/News/2007/confsydney.html.
- AIEA (2007c), *Nuclear Power Newsletter*, A Newsletter of the Division of Nuclear Power, Vol. 4, No. 4, December, accessed 15 December 2008, www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Newsletter/NENP_NL_04_4.pdf.
- AIEA (2008), Database on Accelerator Driven Systems (ADS) and Partitioning and Transmutation (P&T) Related R&D Issues, general website, accessed 05 December 2008, <http://www-adsdb.iaea.org/index.cfm> (Guest Login available).
- AIEA (2008a), Fast Reactor Database (FRDB) website, accessed 05 December 2008, www.iaea.org/inisnkm/nkm/aws/frdb/index.html.
- AIEA (2008b), International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles (INPRO) website, accessed 12 December 2008, www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NENP/NPTDS/Projects/INPRO/index.html.
- AIEA (2008c), Nuclear Data Services website, accessed 08 December 2008, <http://www-nds.iaea.org/>.
- AIEA (2008d) Nuclear Reaction Data Centres Network (NRDC) website, accessed 08 December 2008, www-nds.iaea.org/nrdc/, see also www.nea.fr/html/dbdata/projects/nrdc.html.

- AIEA (2008e), Nuclear Research Reactors in the World, Research Reactors Database website, accessed 05 December 2008, www.iaea.org/worldatom/rrdb/.
- AIEA (2008f), Power Reactors Information System website, accessed 05 December 2008, www.iaea.org/programmes/a2/index.html.
- ANL (Argonne National Laboratory) (2008), Advanced Photon Source (APS) website, accessed 12 December 2008, www.aps.anl.gov/.
- ANL (2008a), Transient Reactor Test Facility website, accessed 14 January 2009, http://www.anl.gov/Science_and_Technology/History/treatcap.html.
- Armbruster, P., et al. (1976), "The Recoil Separator Lohengrin: Performance and Special Features for Experiments", *Nucl. Instr. Meth.*, Vol. 139, pp. 213-222.
- AREVA (2004), "International Reactor Safety Research Program to Continue", *Advanced Nuclear Power*, No. 11, November, accessed 12 December 2008, www.aveva-np.com/common/liblocal/docs/anp_magazine/ANP_MAG_N11_en.pdf
- Asmolov, V. and L. Yegorova (1996), "The Russian RIA Research Program: Motivation, Definition, Execution, and Results", *Nuclear Safety*, Vol. 37, No. 4.
- ANSTO (Australian Nuclear Science and Technology Organisation) (2008) OPAL research reactor website, accessed 09 December 2008, www.ansto.gov.au/discovering_ansto/anstos_research_reactor.html.
- AECL (Atomic Energy of Canada Ltd.) (2004), *AECL Annual Report 2003-2004*, accessed 15 December 2008, www.aecl.ca/Assets/Publications/Reports/2004+Annual+Report.pdf.
- Babelot, J-F., et al. (2006), "SFR: Sodium-cooled Fast Reactor", *Proceedings of the Conference on Research and Training in Reactor Systems (FISA 2006)*, Luxembourg, 13-16 March, European Communities, Belgium, ISBN 92-79-01214-2, EUR 21231, pp. 226-247.
- Baeten, P., et al. (2008), "The 'GUINEVERE' Project at the VENUS facility", *Proceedings of the 5th International Workshop on the Utilisation and Reliability of High-power Proton Accelerators (HPPA-5)*, Mol, April, ISBN 978-92-64-04478-4, OECD, Paris, both accessed 10 December 2008, www.nea.fr/html/science/hpa5/index.html and www.nea.fr/html/pub/ret.cgi?div=SCI-DB#6259.
- Banford, A., et al. (2008), "CARBOWASTE – An Integrated Approach to Irradiated Graphite", *Nuclear Future*, Vol. 4, pp. 268-270.
- Bayern Innovativ GmbH (2007), EU FP6 Project ExtreMat website, accessed 12 December 2008, www.extremat.org/.
- Becker Technologies GmbH (2008), ThAI Program website, accessed 17 December 2008, <http://www.becker-technologies.com/web-e/html/Reaktorsicherheit/thai-anlagen.html>.
- Belpomo, Yves and Thierry Dousson (2005), "The PHEBUS Facility and Related Studies", *Joint Meeting of the National Organization of Test, Research, and Training Reactors and the International Group on Research Reactors (TRTR-IGORR 2005)*, Gaithersburg, MD, USA, 12-16 September, accessed 10 December 2009, www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Belpomo%20-%20Phebus%20presentation.pdf.
- BARC (Bhabha Atomic Research Centre) (2008), ANUSHAKATI: Atomic Energy in India website, www.barc.ernet.in/webpages/about/anu3.htm, accessed 12 December 2008.
- BARC (2008a), BARC website, accessed 12 December 2008, www.barc.ernet.in/.
- Benedict, R.W., et al. (2007), "Pyroprocessing Progress at Idaho National Laboratory", *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems (GLOBAL 2007)*, Boise, Idaho, 9-13 September.
- Bérand, N., et al. (2005), "Thermal- and Radiation-enhanced Diffusion of Uranium in Oxidised Zirconium", *Surface and Coatings Technology*, Vol. 196, pp. 10-14.
- Bibilashvili, Yu., et al. (2000), "Experimental Study of VVER High Burn-up Fuel Rods at the BGR Reactor Under Narrow Pulse Conditions", *Proc. Int. Topical Meeting on LWR Fuel Performance (CD-ROM)*, Park City, Utah, 10-13 April.

- Billebaud, A., et al. (2004), "Reactivity Measurements and Neutron Spectroscopy in the MUSE-4 Experiment", *The Physics of Fuel Cycles and Advanced Nuclear Systems: Global Developments (PHYSOR 2004)*, Chicago, IL, 25-29 April, American Nuclear Society, Lagrange Park, IL, accessed 10 December 2008, http://lpsc.in2p3.fr/gpr/physor04/physor_95619.pdf.
- BNL (Brookhaven National Laboratory) (2008), Evaluated Nuclear Structure Data File (ENSDF) website, NNDC, accessed 08 December 2008, www.nndc.bnl.gov/ensdf/.
- BNL (2008a), National Nuclear Data Center (NNDC) website, accessed 08 December 2008, www.nndc.bnl.gov/.
- Brunon, E., et al. (2005), "The FUTURIX-FTA Experiment in Phénix", *Proceedings of the Actinide and Fission Product Partitioning & Transmutation, 8th Information Exchange Meeting*, Las Vegas, Nevada, USA, 9-11 November, OECD, Paris.
- Burchell, T., et al. (2007), "NGNP Graphite Selection and Acquisition Strategy", ORNL/TM-2007/153, accessed 12 December 2008, www.osti.gov/bridge/servlets/purl/921767-EDMpxk/921767.PDF.
- Cappiello, M.W. and D.C. Christensen (2006), "The Role of LANSCE in the Nuclear Energy Future", Los Alamos Science, No. 30, accessed 10 December 2008, <http://library.lanl.gov/cgi-bin/getfile?30-15.pdf>.
- Carbonnier, J.L. (2007), "Fast Breeder Reactor and Sustainable Development: Phénix Demonstration", 10th International Science and Technology Center (ISTC) Scientific Advisory Committee (SAC) Seminar on Advanced Nuclear Fuel Cycle for 21st Century, Nizhny Novgorod, Russia, 24-27 September.
- Carré, F. (2007), "Global Actinide Cycle International Demonstration (GACID)", pg. 15 of slideshow presentation, *The Nuclear Fuel Cycle: Key to Generation IV Nuclear Energy Systems' Sustainability and Transition from LWRs*, ANS Annual Meeting, Boston, MA, June, accessed 08 December 2008, [http://web.mit.edu/nse/pdfs/07_ansannualmtg/ANS_07%20\(Carre\).pdf](http://web.mit.edu/nse/pdfs/07_ansannualmtg/ANS_07%20(Carre).pdf).
- CRIEPI (Central Research Institute of Electric Power Industry) (2008), CRIEPI website, accessed 12 December 2008, <http://criepi.denken.or.jp/en/>.
- CERN (European Organisation for Nuclear Research/Organisation Européenne pour la Recherche Nucléaire) (2008), n_TOF website, accessed 08 December 2008, <http://pceet075.cern.ch/>.
- CERTA (2008), European Network for the Consolidation of the Integral System Experimental Data Bases for Reactor Thermal-Hydraulic Safety Analysis (CERTA) website, accessed 16 December 2008, <http://asa2.jrc.it/certa/>.
- CNDC (Chinese Nuclear Data Centre) (1991), "A Brief Description of the Second Version of the Chinese Evaluated Nuclear Data Library GENDL-2", Communication of Nuclear Data Progress No. 6 [same as report INDC(CPR)-25]. Summary documentation by Liang Qichang, H.D. Lemmel (ed.), Report IAEA-NDS-61 Rev. 3 (1996), accessed 16 December 2008, <http://www-nds.iaea.org/reports/nds-061.pdf>.
- Cinotti, L., et al. (2006), "LFR 'Lead-cooled Fast Reactor'", FISA 2006, Kirchberg, Luxembourg, 13-16 March, UCRL-CONF-221396, accessed 09 December 2008, <https://e-reports-ext.llnl.gov/pdf/333789.pdf>.
- CEA (Commissariat à l'Énergie Atomique) (2005), *The Hydrogen Pathway*, Cléfs CEA, No. 50/51, Winter 2004-2005, accessed 16 December 2008, www.cea.fr/var/cea/storage/static/gb/library/Clefs50/pdf/096a102wurster-gb.pdf.
- CEA (2006), KROTOS website, accessed 16 December 2008, <http://www-cadarache.cea.fr/fr/activites/fission/dtn/Plateformes/Plinius/KROTOS.php>.
- CEA (2006a), VULCANO website, accessed 17 December 2008 <http://www-cadarache.cea.fr/fr/activites/fission/dtn/Plateformes/Plinius/VULCANO.php>.
- CEA (2008), ATALANTE (ATelier Alpha et Laboratoires pour ANalyses, Transuraniens et Etudes de retraitement) website, accessed 09 December 2008, <http://www-marcoule.cea.fr/scripts/home/publigen/content/templates/show.asp?P=172&L=FR&ITEMID=15>.
- CEA (2008a), EUROPART Integrated Project website, accessed 11 December 2008, www.europart-project.org.
- CEA (2008b) GEDEPEON (Gestion des déchets et production d'énergie par des options nouvelles) website, Groupement de Recherche CEA/CNRS/EDF/FRAMATOME, accessed 11 December 2008, www.gedeon.prd.fr/.

- CEA (2008c), Jules Horowitz Reactor website, accessed 09 December 2008, www.cad.cea.fr/rjh/index.html.
- CEA (2008d), OSIRIS website, accessed 11 December 2008, http://den-dans.extra.cea.fr/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast_theme.php?id_ast=7.
- CEA (2008e), Phénix, Réacteur de recherche sur la transmutation website, accessed 09 December 2008, www.valrho.cea.fr/scripts/home/publigen/content/templates/show.asp?P=120&L=FR&ITEMID=11.
- CEA (2008f), PLINIUS – Prototypic Corium Platform website, accessed 16 December 2008, www.plinius.eu.
- CEA (2008g), Le Project de Modification de l'Installation CABRI website, accessed 11 December 2008, www.cad.cea.fr/fr/entreprises/projets/cabri/.
- CEA (2008h), Le Projet Verdon website, accessed 16 December 2008, <http://www-cadarache.cea.fr/fr/entreprises/projets/verdon/index.php>.
- CEA (2008i), Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNE-TP) website, accessed 09 December 2008, www.snetp.eu.
- CEA/FZK (2008), Frédéric Joliot/Otto Hahn Summer School on Nuclear Reactors Physics, Fuels and Systems website, joint enterprise of CEA Cadarache, France and FzK Karlsruhe, Germany, both accessed 10 December 2008, www.cad.cea.fr/fjoh and <http://hikwww4.fzk.de/fjohss/>.
- CORDIS (Community Research and Development Information Service) (2002), *FEUNMARR (Future European Union Needs in MAterial Research Reactors) – Final Synthesis Report*, European Communities, accessed 09 December 2008, <http://cordis.europa.eu/documents/documentlibrary/66627241EN6.pdf>.
- CORDIS (2008), FP5 Project: CALIXPART website, European Communities, accessed 11 December 2008, http://cordis.europa.eu/data/PROJ_FP5/ACTIONeqDndSESSIONeq112182005919ndDOCeq835ndTBLeqEN_PROJ.htm.
- CORDIS (2008a), FP5 Project: PARTNEW website, European Communities, accessed 11 December 2008, http://cordis.europa.eu/data/PROJ_FP5/ACTIONeqDndSESSIONeq112182005919ndDOCeq761ndTBLeqEN_PROJ.htm.
- CORDIS (2008b), FP5 Project: PYROREP website, European Communities, accessed 11 December 2008, http://cordis.europa.eu/data/PROJ_FP5/ACTIONeqDndSESSIONeq112182005919ndDOCeq799ndTBLeqEN_PROJ.htm.
- CORDIS (2008c), FP6 Programme SNF-TP (Sustainable Nuclear Fission Technology Platform) website, European Communities, accessed 10 December 2008, http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=PROJ_EURATOM_FP6&ACTION=D&DOC=20&CAT=PROJ&QUERY=1184688313161&RCN=80045.
- CORDIS (2008d), FP7, EURATOM Direct Actions website, European Communities, accessed 12 December 2008, http://cordis.europa.eu/fp7/euratom/direct_en.html.
- Condé, H. (2002), “The Impact of Nuclear Science on Life Science: Introduction to ADS for Waste Incineration and Energy Production”, *Report on Impact, Applications, Interactions of Nuclear Science*, NUPECC, accessed 12 December 2008, www.nupecc.org/iai2001/report/A2.pdf.
- CCLRC (Council for the Central Laboratory of the Research Councils) (2005), *Future Access to Neutron Sources: A Strategy for the UK*, accessed 10 December 2008, <http://www.neutrons.cclrc.ac.uk/Download/NeutronReport.pdf>.
- Cramer, J.D. and H.C. Britt (1970), “Neutron Fission Cross-sections for ^{231}Th , ^{232}Th , ^{235}U , ^{237}U , ^{239}U , ^{241}Pu , and ^{243}Pu from 0.5 to 2.25 MeV Using (t,pf) Reactions”, *Nuclear Science and Engineering*, Vol. 41, pp. 177-187.
- Crawford, D.C., et al. (2007), “Fuels for Sodium-cooled Fast Reactors: US Perspective”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 371, Issues 1-3, pp. 202-231, *Nuclear Fuels and Structural Materials 1, Proceedings of the First Symposium on Nuclear Fuels and Structural Materials for Next Generation Nuclear Reactors*.
- Dai, Y., et al. (2003), “Status of the SINQ Target Irradiation Program, STIP”, Spallation Neutron Source Division ASQ, PSI, Switzerland, accessed 12 December 2008, http://num.web.psi.ch/reports/2003/ASQ/ASQ12_Annual%20report-Dai,%20STIP.pdf.

- DLS (Diamond Light Source) (2008), Diamond Light Source website, accessed 12 December 2008, www.diamond.ac.uk/default.htm.
- ENEA (Ente per le Nuove tecnologie, l'Energia e l'Ambiente) (2007), TRIGA Reactor website, accessed 09 December 2008, www.triga.enea.it/TRIGA/Eng/index_eng.htm.
- ENEA (2008), The IFMIF Project website, accessed 08 December 2008, www.frascati.enea.it/ifmif/.
- EREC (Electrogorsk Research & Engineering Center) (2008), PSB-VVER website, accessed 12 December 2008, http://base.erec.ru/Specific/PSB-VVER/PSB_VVER.htm.
- Escher, J., et al. (2005), "The Surrogate Method – An Indirect Approach to Compound-Nucleus Reactions", 21st Winter Workshop on Nuclear Dynamics, Breckenridge, CO, USA, UCRL-PROC-211557.
- EC (European Commission) (2005), HOTLAB, European Hot Laboratories Research Capacities and Needs Co-ordination Action Research and Training on Nuclear Energy, "Present Hot-Cell Situation and Needs", European Commission, 6th EURATOM Framework Programme, FIO6-CT-2003-508850, accessed 11 December 2008, www.sckcen.be/hotlab/fp6/public/FIO6HOTLABD22.pdf.
- EC (2008), European Research Programme for the Partitioning of Minor Actinides: EUROPART website, accessed 12 December 2008, http://ec.europa.eu/research/energy/fi/fi_cpa/waste/article_2522_en.htm.
- EC (2008a), Jules Horowitz Reactor – Coordination Action website, accessed 09 December 2008, http://ec.europa.eu/research/energy/fi/fi_cpa/other/article_2535_en.htm.
- EURISOL (2009), European Isotope Separation On-Line Radioactive Ion Beam Facility (EURISOL) website, accessed 12 December 2008, www.eurisol.org, see also www.eurisol.org/site01/plaquetteEurisol_300807.pdf.
- E-MRS (European Materials Research Society) (2008), E-MRS Spring Meeting, Strasbourg, France, May, Nuclear Materials Section website, accessed 12 December 2008, http://www.emrs-strasbourg.com/index.php?option=com_content&task=view&id=233.
- ENP (European Neutron Portal) (2003), CARR and CSNS website, accessed 09 December 2008, http://neutron.neutron-eu.net/n_about/n_neutrons_for_the_future/china.
- ENP (2003a), The European Spallation Source – ESS website, accessed 10 December 2008, http://neutron.neutron-eu.net/n_ess.
- ENP (2003b), Neutron Sources in Europe website, accessed 10 December 2008, <http://idb.neutron-eu.net/facilities.php>.
- European Parliament (2007), Non-legislative Resolution on Conventional Energy Sources and Energy Technology, adopted 24/10/2007, accessed 05 December 2008, www.europarl.europa.eu/oeil/file.jsp?id=5479402.
- EURADOS (2008), The European Radiation Dosimetry Group website, accessed 05 December 2008, www.eurados.org/.
- EUROTRANS (2008), European Research Programme for the Transmutation of High-level Nuclear Waste in an Accelerator-driven System website, accessed 10 December 2008, <http://nuklear-server.fzk.de/eurotrans/Start.html>.
- ESRF (European Synchrotron Radiation Facility) (2008), ESRF website, accessed 12 December 2008, www.esrf.eu/.
- FZD (Forschungszentrum Dresden) (2007), The Rossendorf Beamline at the ESRF website, accessed 17 December 2008, <http://www.fzd.de/pls/rois/Cms?pNid=247>.
- FZD (2007a), Assessment of Liquid Salts for Innovative Applications (ALISIA), EU 6th Framework Programme, accessed 09 December 2008, www.fzd.de/db/Cms?pOid=23441.
- FZK (Forschungszentrum Karlsruhe) (2008), About ANKA website, accessed 17 December 2008, http://ankaweb.fzk.de/about_anka/about_anka.php.
- FZK (2008a), LACOMERA website, see mention of QUENCH, Institute for Reactor Safety, accessed 16 December 2008, www.fzk.de/fzk/idcplg?IdcService=FZK&node=0396&document=ID_052098&lang=en.

- Fougeras, Philippe, et al. (2005), "The Place of EOLE, MINERVE and MASURCA Facilities in the R&D Activities of the CEA", *Int. Group on Research Reactors (IGORR 10)*, Gaithersburg, MD, 12-16 September, accessed 08 December 2008, www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Fougeras%20-%20EOLE%20MINERVE%20MASURCA%20paper.pdf and www.ncnr.nist.gov/trtr2005/Proceedings/Fougeras%20-%20EOLE%20MINERVE%20MASCURA.pdf.
- Fougeras Philippe, et al., (2007), "The Place of EOLE, MINERVE and MASURCA Facilities in the R&D and Training Activities of the CEA", Oral Presentation, *First Int. Conf. on Physics and Technology of Reactors and Applications (PHYTRA-2007)*, 14 March-16 March Marrakech, Morocco, accessed 08 December 2008, <http://www-ist.cea.fr/publiccea/exl-php/200700000370-the-place-of-eole-minerve-and-masurca-facilities-in-the-r-d-and-training-activit.html>.
- Gabaraev, B.A. and V.L. Aksenov (2006), "Final Document", *International Conference on Research Reactors in the 21st Century*, 20-23 June, Moscow, Russia, accessed 09 December 2008, www.nikiet.ru/eng/conf/reactorxxi-2006/final_document.pdf.
- GCFR (Gas Cooled Fast Reactor) (2007), *Gas Cooled Fast Reactor, Project Presentation (PP)*, accessed 12 December 2008, www.gcfr.org/PPforweb.doc/download.
- GIF (Generation IV International Forum) (2007), *2007 Annual Report*, accessed 09 December 2008, www.gen-4.org/PDFs/annual_report2007.pdf.
- GIF (2008), *Experimental Technology Demonstration Reactor (ETDR)*; see within the Gas-cooled Fast Reactor (GFR) system page of the GIF website, accessed 09 December 2008, www.gen-4.org/Technology/systems/gfr.htm.
- GIF (2008a), general website, accessed 05 December 2008, www.gen-4.org/index.html.
- GNEP (Global Nuclear Energy Partnership) (2008), general websites, accessed 05 December 2008, www.gnep.energy.gov/ and www.gneppartnership.org/.
- Goryachev, A.V., et al. (1997), "Study of VVER-440 Fuel Rod Behaviour Under SBLOCA Conditions", *Proceedings of the 3rd International QUENCH Workshop*, Karlsruhe, 2-4 December.
- Goryachev, A.V., et al. (2000), "Main Results of Testing of WWER Fuel Assembly Fragments in the MIR-M1 Reactor Under Loss-of-coolant Accident Conditions", *Transactions of the 6th Russian Conference on Reactor Material Science*, Dimitrovgrad, 11-15 September (in Russian).
- Grachyov, A.F., et al. (2005), "Complex of Measures on Refurbishment and Extension of MIR Reactor Operation", *Proceedings of ROSATOM Meeting "Use and Operation of Research Reactors"*, Vol. 1, p. 240, Dimitrovgrad, referenced in European Nuclear Society, RRFM 2006, Transactions, Session 4, International Topical Meeting Research Reactor Fuel Management, Sofia, April 2006, accessed 10 December 2008, www.euronuclear.org/meetings/rrfm2006/pdf/RRFM%202006,Transactions_final,Session_4.pdf.
- GANIL (Grand Accélérateur National pour Ions Lourds) (2004), *Neutrons for Science (NFS) at SPIRAL2 Workshop website*, 13-14 November 2004, GANIL, Caen, France, both accessed 08 December 2008, <http://spiral2ws.ganil.fr/2004/nfs/> and http://irfu.cea.fr/en/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast_technique.php?id_ast=2216.
- Grandjean, Stéphane, et al. (2007), "Synthesis of Mixed Actinide Compounds by Hydrometallurgical Co-conversion Methods", *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems (GLOBAL 2007)*, Boise, Idaho, 9-13 September.
- GSI (2008), *Facility for Antiproton and Ion Research (FAIR): Electron-Ion Scattering in a Storage Ring (eA collider) (ELISE) website*, accessed 08 December 2008, www.gsi.de/fair/experiments/elise/.
- Hellwig, Ch. and U. Kasemeyer (2003), "Inert Matrix Fuel Performance During the First Two Irradiation Cycles in a Test Reactor: Comparison with Modelling Results", *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 319, pp. 87-94.
- Holden, Norman E. and Ty Coplen (2004), "The Periodic Table of the Elements", *Chemistry International*, Vol. 26, No. 1, International Union of Pure and Applied Chemistry (IUPAC), accessed 17 December 2008, www.iupac.org/publications/ci/2004/2601/2_holden.html.
- Hózer, Z., et al. (2003), "Interaction of Failed Fuel Rods Under Air Ingress Conditions", *Nuclear Technology*, Vol. 141, pp. 244-256.

- Hózer, Z., et al. (2006), "Behavior of VVER Fuel Rods Tested Under Severe Accident Conditions in the Codex Facility", *Nuclear Technology*, Vol. 154, pp. 302-317.
- INL (Idaho National Laboratory) (2007), Advanced Test Reactor (ATR) National Scientific User Facility website, accessed 09 December 2008, <http://nuclear.inl.gov/atr/index.shtml>.
- INL (2008), International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) website, accessed 05 December 2008, <http://icsbep.inel.gov/>. See also www.nea.fr/html/science/wpncs/icsbep/.
- INL (2008a), *Strategic Plan: FY 2008-2019*, Timeline, pg. 10, "Restart Transient Reactor Test Facility (TREAT), 2013", accessed 11 December 2008, https://inlportal.inl.gov/portal/server.pt/gateway/PTARGS_0_13813_0_0_18/StrategicPlan.pdf.
- IGCAR (Indira Gandhi Centre for Atomic Research) (n.d.), *Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR)*, accessed 09 December 2008, www.igcar.ernet.in/igc2004/reg/homepage/PFBR_paper.pdf.
- IGCAR (2008), IGCAR website, accessed 12 December 2008, www.igcar.ernet.in/.
- IGCAR (2008a), Fast Breeder Test Reactor (FBTR) website, accessed 09 December 2008, www.igcar.ernet.in/igc2004/romg/fbtrintro.htm.
- ILL (Institut Laue-Langevin) (2008), Institut Laue-Langevin website, accessed 08 December 2008, www.ill.eu/.
- ILL (2008a), Perspectives and Opportunities website, accessed 10 December 2008, www.ill.eu/about/future-planning/perspectives-opportunities/.
- IFE (Institute for Energy Technology) (2005), The Halden Reactor Project website, accessed 11 December 2008, www.ife.no/hrp.
- IFE (2005a), HAMMLAB website, accessed 17 December 2008, www.ife.no/laboratories/hammlab/index_html-en/view?set_language=en.
- IRMM (Institute for Reference Materials and Measurements) (2008), GELINA (Geel Linear Electron Facility) website, accessed 08 December 2008, http://irmm.jrc.ec.europa.eu/html/about_IRMM/laboratories/GELINA_neutron_time_of_flight_facility.htm.
- ITU (Institute for Transuranium Elements) (2008), Institute for Transuranium Elements website, European Commission, Joint Research Centre, accessed 12 December 2008, <http://itu.jrc.ec.europa.eu/>.
- ITU (2008a), Minor Actinide Laboratory (MA-Lab) website, European Commission, Joint Research Centre, accessed 10 December 2008, <http://itu.jrc.ec.europa.eu/index.php?id=295#1244>.
- IPPE (Institute of Physics and Power Engineering) (2008), BROND database website, Nuclear Data Center, accessed 08 December 2008, www.ippe.obninsk.ru/podr/cjd/page4_cjd.html.
- IPPE (2008), Russian Nuclear Data Center [Center Jadernykh Dannykh – (CJD)], accessed 08 December 2008, www.ippe.obninsk.ru/ and www.ippe.obninsk.ru/podr/cjd/index.html.
- IPCC (Intergovernmental Panel on Climate Change) (2008), IPCC website, accessed 17 December 2008, www.ipcc.ch/.
- IGORR (International Group on Research Reactors) (2008), general website, accessed 09 December 2008, www.igorr.com/.
- ISNR (International Society for Neutron Radiology) (2008), International Society for Neutron Radiology website, accessed 10 December 2008, www.isnr.de/home.php.
- ISNR (2008a), 9th World Conference on Neutron Radiography (WCNR-9) website, to be held on 3-10 October 2010, Kwa Maritane, South Africa, accessed 10 December 2008, www.wcnr-9.co.za/.
- ISNR (2008b), Publications website, accessed 10 December 2008, www.isnr.de/publications.php.
- IUPAP (International Union of Pure and Applied Physics) (2006), *Research Facilities in Nuclear Physics: A Worldwide Overview of Research Facilities in Nuclear Physics*, IUPAP Report 41, accessed 05 December 2008, www.jlab.org/~sbrown/Handbook_rev3.pdf.
- ISIS (2008), ISIS Pulsed Neutron and Muon Source website, accessed 10 December 2008, www.isis.rl.ac.uk/index.htm.

- ITER (2008), The ITER Project website, accessed 08 December 2008, www.iter.org/.
- Ivanov, V.B. (2006), "Reactor BN-800: The Purposes of its Construction and Use", Presentation to US Congressional Staff, 19 October 2006, accessed 09 December 2008, <http://cstsp.aaas.org/files/ivanov.pdf>.
- Jaecchi, P., et al. (2005), "Update on the FUTURIX-FTA Experiment in Phénix", *International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL 2005)*, Tsukuba, Japan, 9-13 October 2005.
- JAEA (Japan Atomic Energy Agency) (n.d.), Alpha Gamma Facility slideshow presentation (in Japanese), accessed 11 December 2008, www.jaea.go.jp/04/o-arai/facilities/irradiates_after/agf.pdf.
- JAEA (1998), The Nuclear Ship "MUTSU" is Available, website, accessed 09 December 2008, <http://jolisfukyu.tokai-sc.jaea.go.jp/fukyu/tayu/ACT98E/05/0505.htm>.
- JAEA (2008), Fast Breeder Reactor Research and Development Center, Prototype Fast Breeder Reactor MONJU, general website, accessed 05 December 2008, <http://www.jaea.go.jp/04/monju/EnglishSite/index.html>.
- JAEA (2008a), Fast Breeder Reactor Research and Development Center, Prototype Fast Breeder Reactor MONJU, Schedule of System Start-up Test (SST) & Refueling website, accessed 10 December 2008, www.jaea.go.jp/04/monju/EnglishSite/contents03/contents03.html.
- JAEA (2008b), Fast Critical Assembly (FCA) website (in Japanese), accessed 08 December 2008, www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html.
- JAEA (2008c), HTTR website (in English), accessed 11 December 2008, http://htr.jaea.go.jp/eng/index_top_eng.html and <http://htr.jaea.go.jp/>. (in Japanese).
- JAEA (2008d), JENDL-3.3 (Japanese Evaluated Nuclear Data Library) website, Nuclear Data Center, accessed 08 December 2008, <http://www.wndc.tokai-sc.jaea.go.jp/jendl/j33/j33.html>.
- JAEA (2008e), JOYO Experimental Fast Reactor website, accessed 09 December 2008, www.jaea.go.jp/04/o-arai/joyo/indexs.htm.
- JAEA (2008f), Japan Materials Testing Reactor (JMTR) website, accessed 09 December 2008, http://jmtr.jaea.go.jp/index_main.html.
- JAEA (2008g), Nuclear Fuel Cycle Safety Engineering Research Facility (NUCEF) website (in Japanese), accessed 12 December 2008, www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html.
- JAEA (2008h), Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) website (in Japanese), accessed 11 December 2008, <http://rrsys.tokai-sc.jaea.go.jp/>.
- JAEA (2008i), Research and Development of MOX Fuel Cycle Technologies website, mention of Chemical Processing Facility (CPF), Tokai Research and Development Center, Nuclear Fuel Cycle Engineering Laboratories, accessed 12 December 2008, www.jaea.go.jp/english/04/tokai-cycle/05.htm.
- JAEA (2008j), Static Experimental Critical Facility (STACY) website (in Japanese), accessed 09 December 2008, www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html.
- JAEA (2008k), Tank Type Critical Assembly (TCA) website (in Japanese), accessed 09 December 2008, www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html.
- JAEA (2008l), Transient Experiment Critical Facility (TRACY) website (in Japanese), accessed 09 December 2008, www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html.
- JAEA (2008m), TRU-HITEC website (in Japanese), accessed 09 December 2008, www.jaea.go.jp/04/ntokai/11/index.html.
- JAEC (Japan Atomic Energy Commission) (2005), *Framework for Nuclear Energy Policy*, accessed 09 December 2008, www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/tyoki_e.htm and www.aec.go.jp/jicst/NC/tyoki/taikou/kettei/eng_ver.pdf.
- JNFL (Japan Nuclear Fuel Limited) (2008), general website, accessed 09 December 2008, www.jnfl.co.jp/english/index.html.
- J-PARC (Japan Proton Accelerator Research Complex) (2008), Accelerator-driven Transmutation Physics Experimental Facility, accessed 10 December 2008, <http://j-parc.jp/Transmutation/en/ads.html>.

- J-PARC (2008a), J-PARC website, accessed 10 December 2008, <http://j-parc.jp/index-e.html>.
- JASRI (Japan Synchrotron Radiation Research Institute) (2008), SPring-8 website, accessed 17 December 2008, www.spring8.or.jp/en/.
- JRC (Joint Research Centre) (2008), The Nuclear Centres of Competence Database (NuCoC), part of the "ODIN" Online Database Information Network website, European Commission, accessed 05 December 2008, <https://odin.jrc.ec.europa.eu/nuclear-databases.html>.
- Jurado, B., et al. (2007), "Fission Cross-sections Measurements via the Surrogate Reaction Method", Oral Presentation, *Compound-Nuclear Reactions and Related Topics (CNR-2007)*, 22-27 October, Yosemite National Park, CA, accessed 17 December 2008, <http://cnr07.llnl.gov/talks/Jurado2.pdf>.
- Kardjilov, N.E., et al. (2004), "Phase-contrast Radiography with a Polychromatic Neutron Beam", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A*, Vol. 527, pp. 519-530.
- KEK (High Energy Accelerator Research Organisation) (2008), Photon Factory website, Institute of Materials Structure Science (IMSS), accessed 17 December 2008, <http://pfwww.kek.jp/>.
- Khalil, H.S. (2004), Generation IV Overview, Objectives and Scenarios, Lecture given at the 2004 Frédéric Joliot & Otto Hahn Summer School, sponsored by CEA/FZK, Cadarache, France, August.
- KRI (V.G. Khlopin Radium Institute) (2008), V.G. Khlopin Radium Institute website, accessed 12 December 2008, <http://www.khlopin.ru/english/> (in English) and <http://www.khlopin.ru/index.php> (in Russian).
- Kim, G., et al. (2002), "Measurement of Photoneutron Spectrum at Pohang Neutron Facility", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A*, Vol. 485, Issue 3, 458-467, and Kim, G., et al. (2003), "Measurement of Neutron Total Cross-section of Dy at Pohang Neutron Facility", *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 30, Issue 11, pp. 1123-1134.
- Kiyavitskaya, H.L., et al. (2006), "Booster Subcritical Assembly 'Yalina-B' Driven by External Neutron Sources", *Doklady of the National Academy of Sciences of Belarus (Doklady Natsionalnoi Akademii Nauk Belarusi)*, Vol. 50, No. 6; November-December, pp. 115-118. See also: accessed 10 December 2008, www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/documents/TMonUseofLEUonADS/PDFpapers/Kiyavitskaya_Paper.pdf.
- Knebel, J.U., et al. (2005), "IP EUROTRANS: A European Research Programme for the Transmutation of High-level Nuclear Waste in an Accelerator-driven System", *Proceedings of the 8th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation (8IEMT)*, Las Vegas, NV, 9-11 November 2004, OECD, Paris, accessed 10 December 2008, www.nea.fr/html/pt/docs/iem/lasvegas04/11_Session_V/S5_01.pdf and follow links from www.sck.be/myrrha/files/TopicalDay_23Nov04/programme.html.
- Knebel, J.U., et al. (2007), "EUROTRANS: European Research Programme for the Transmutation of High-level Nuclear Waste in an Accelerator-driven System", *Proceedings of the 9th Information Exchange Meeting on Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation (9IEMT)*, Nîmes, France, 25-29 September 2006, OECD, Paris, accessed 10 December 2008, www.nea.fr/html/pt/iem9/Nimes_Presentations/KNABEL.pdf.
- Kodeli, I., et al. (2006), "SINBAD Shielding Benchmark Experiments Status and Planned Activities", *The American Nuclear Society's 14th Biennial Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division*, Carlsbad New Mexico, USA, 3-6 April, accessed 18 December 2008, www.nea.fr/html/science/shielding/sinbad/RPSD2006-sinbad.pdf.
- KAERI (Korea Atomic Energy Research Institute) (2001), Hi-flux Advanced Neutron Application Reactor, HANARO website (in Korean), accessed 11 December 2008, <http://hanaro.kaeri.re.kr/>.
- KAERI (2008), Fast Reactor and Fuel Development website, accessed 09 December 2008, <http://ehome.kaeri.re.kr/snsd/eng/organization/organization.htm>.
- Krause, M. (2007), "Hydrogen Program at AECL", *The 2nd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2007)*, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH (FZK), Germany, 12-14 June, accessed 17 December 2008, www.sar-net.org/upload/s3-1.pdf.
- KURRI (Kyoto University Research Reactor Institute) (2002), Kyoto University Critical Assembly (KUCA) website, accessed 09 December 2008, www.rri.kyoto-u.ac.jp/CAD/english/index.htm.

- KURRI (2003), KURRI website, accessed 17 December 2008, www.rri.kyoto-u.ac.jp/en/.
- KURRI (2004), Kumatori Accelerator-driven Reactor Test Facility (KART) & LAB website, accessed 10 December 2008, www.rri.kyoto-u.ac.jp/KART/en/.
- KURRI (2006), Kyoto University Research Reactor (KUR) website (in Japanese), accessed 17 December 2008, www.rri.kyoto-u.ac.jp/KURdiv/index.html.
- KURRI (2008), Laboratories and Facilities website, accessed 08 December 2008, www.rri.kyoto-u.ac.jp/en/LF/index.html.
- Laan, Jaap G. van der, et al. (2008), "Graphites and Composites Irradiations for Gas-cooled Reactor Core Structures", *Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS), Workshop Proceedings*, Karlsruhe, Germany, 4-6 June 2007, OECD, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/science/struct_mater/Presentations/VAN_DER_LAAN.pdf.
- Laidler, James (2007), "Advanced Spent Fuel Processing Technologies for the Global Nuclear Energy Partnership", *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Proceedings of the 9th Information Exchange Meeting*, OECD/NEA, Paris, Nîmes, France, 25-29 September.
- LBNL (Lawrence Berkeley National Laboratory) (2008), The Advanced Light Source (ALS) website, accessed 17 December 2008, <http://www-als.lbl.gov/als/>.
- LLNL (Lawrence Livermore National Laboratory) (2008), Glenn T. Seaborg Institute (GTSI) website, accessed 17 December 2008, http://www-cmls.llnl.gov/?url=jobs_and_education-glenn_t_seaborg_institute.
- Lee, Hyo Jik, et al. (2007), "Advanced Spent Fuel Conditioning Process (ACP) Progress with Respect to Remote Operation and Maintenance", *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems (GLOBAL 2007)*, Boise, Idaho, 9-13 September.
- Lehmann, E.H. (2000), "Facilities for Neutron Radiography in Europe: Performance, Applications and future Use", *Proceedings of the 15th World Conference on Non-destructive Testing*, Rome, Italy, 15-21 October, accessed 10 December 2008, www.ndt.net/article/wcndt00/toc/neutw.htm.
- Lehmann, E.H., P. Vontobel, A. Hermann (2003), "Non-destructive Analysis of Nuclear Fuel by Means of Thermal and Cold Neutrons", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A*, Vol. 515, pp. 745-759.
- Lehmann, E.H., et al. (2007), "The Micro-setup for Neutron Imaging: A Major Step Forward to Improve the Spatial Resolution", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A*, Vol. 576, pp. 389-396.
- Li, N. (2007), "Transmutation Science", slideshow presentation given at the Advanced Reactor, Fuel Cycle, and Energy Products Workshop for Universities, Gaithersburg, MD, 20 March, accessed 11 December 2008, <http://www.nuclear.gov/neri/07MarchWorkshop/Transmutation%20Science.pdf>.
- Lisowski, P.W. and K.F. Schoenberg (2006), "The Los Alamos Neutron Science Center", *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Vol. 562*, pp. 910-914 (*Proceedings of the 7th International Conference on Accelerator Applications*).
- LANL (Los Alamos National Laboratory) (n.d.), "Chemistry and Metallurgy Research Building (CMR)", accessed 17 December 2008, www.lanl.gov/news/pdf/CMRFact.pdf.
- LANL (2008), Advanced Nuclear Energy website, reference made to MTS in section entitled Unique Facilities for Fabrication and Testing, accessed 10 December 2008, http://www.lanl.gov/news/factsheets/nuclear_energy.shtml.
- LANL (2008a), Los Alamos Neutron Science Center (LANSCE) website, accessed 08 December 2008, <http://lansce.lanl.gov/>.
- MacDonald, P.E. and H.L. Brey (2004), Super Critical Water-cooled Reactors, and Gas-cooled Reactors, Lectures given at the 2004 Frédéric Joliot & Otto Hahn Summer School, sponsored by CEA/FZK, Cadarache, France, August.
- Madic, C., et al. (2000), "Main Achievements in Minor Actinides Partitioning in the Frame of the European NEWPART Research Programme", *International Conference on Scientific Research on the Back-end of the Fuel Cycle for the 21st Century (ATALANTE 2000)*, Avignon, France, 24-26 October, accessed 11 December 2008, <http://www-atalante2004.cea.fr/home/liblocal/docs/atalante2000/O2-05.pdf>.

- Madic, C., et al. (2004), "The Integrated Project EUROPART: EUROpean Research Programme for the PARTitioning of Minor Actinides from High Active Wastes Issuing the Reprocessing of Spent Nuclear Fuels", slideshow presentation at the meeting *Separation for the Nuclear Fuel Cycle in the 21st Century*, Anaheim, CA, 28 March-1 April, American Chemical Society, accessed 12 December 2008, [www.europart-project.org/home/liblocal/Files%20Europart/Europart%20ACS%20Anaheim%20Presentation%20\(March%202004\).pdf?ITEMID=34](http://www.europart-project.org/home/liblocal/Files%20Europart/Europart%20ACS%20Anaheim%20Presentation%20(March%202004).pdf?ITEMID=34).
- Maloy, S., et al. (2007), "Fast Reactor Materials Development and Testing for GNEP", *Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS), Workshop Proceedings*, Karlsruhe, Germany, 4-6 June 2007, OECD, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/science/struct_mater/Presentations/MALOY.pdf.
- Marie, F., et al. (2006), "Thermal Neutron Capture Cross-section Measurements of ²⁴³Am and ²⁴²Pu Using the New Mini-INCA and γ -spectroscopy station", *Nucl. Instr. Meth., Section A*, Vol. 556, pp. 547-555.
- Marsden, B.J., et al. (2006), "Dimensional and Material Property Changes to Irradiated Gilsocarbon Graphite Irradiated between 650 and 750°C", *INGSM7*, ORNL, Tennessee, USA, 10-13 September, accessed 12 December 2008, www.ms.ornl.gov/INGSM-7/papers/INGSM%207%20abstracts.htm.
- Matzke, H.J. and J. Spino (1997), "Formation of the Rim Structure in High Burn-up Fuel", *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 248, pp. 170-179 and Koo, Yang-Hyun, et al. (2001), "Pore Pressure and Swelling in the Rim Region of LWR High Burn-up UO₂ fuel", *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 295, pp. 213-220.
- Meyer, M.K., et al. (2002), *Fuel Design for the U.S. Accelerator Driven Transmutation System*, Argonne National Laboratory Report: ANL/NT/CP-106940, accessed 11 December 2008, www.osti.gov/bridge/servlets/purl/792113-wzSrYm/native/792113.pdf.
- Minato, K., et al. (2007), "Research and Development Activities on Partitioning and Transmutation of Radioactive Nuclides in Japan", *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, 9th Information Exchange Meeting*, Nîmes, France, 25-29 September 2006, ISBN 978-92-64-99030-2, OECD, Paris, accessed 11 December 2008, www.nea.fr/html/science/pubs/2007/nea6282-iempt9.pdf, pp. 35-43.
- Mitchell, C., et al. (2006), "Gas Cooled Fast Reactor GCFR", *Proceedings of the Conference on Research and Training in Reactor Systems (FISA 2006)*, Luxembourg, 13-16 March, European Communities, Belgium, ISBN 92-79-01214-2.
- Mochizuki, H., et al. (2001), *Spent Fuel Composition Database System on WWW – SFCOMPO on WWW Ver.2*, JAERI-Data/Code 2001-020, Japan Atomic Energy Research Institute, August (in Japanese), accessed 18 December 2008, www.nea.fr/sfcompo/JAERI-Data-Code-2001-020.pdf.
- Morita, Y., et al. (1999), "The First Test of 4-Group Partitioning Process with Real High-level Liquid Waste", *Proc. Int. Conf. Future Nuclear Systems (GLOBAL'99)*, Jackson Hole, WY, 30 August-3 September.
- Morss, L.R., et al. (eds.) (2006), "The Chemistry of the Actinide and Transactinide Elements", Volume 1, Springer.
- Mukaiyama, T. (1999), "OMEGA Programme in Japan and ADS Development at JAERI", *Proceedings of an Advisory Group Meeting*, Taejon, Republic of Korea, 1-4 November, accessed 11 December 2008, www.iaea.or.at/programmes/inis/aws/fnss/fulltext/te_1365_13.pdf.
- Musikas, C., et al. (1991), "Recent Progress in the Chemical Separations for the 'Actinex Project'", *OECD/NEA Workshop on Partitioning of Actinides and Fission Products*, Mito, Japan, 19-21 November (CEA-CONF – 11066).
- NIKIET (N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering) (2008), BREST reactor website, accessed 11 December 2008, www.nikiyet.ru/eng/structure/mr-innovative/brest.html.
- Nakamura, T., et al. (2004), "Irradiated Fuel Behavior Under Power Oscillation Conditions", *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol. 40, pp. 325-333, accessed 11 December 2008, http://www.soc.nii.ac.jp/aesj/publication/JNST2003/No.5/40_325-333.pdf.
- NIST (National Institute of Standards and Technology) (2006), 8th *World Conference on Neutron Radiography (WCNR-8) website*, 16-19 October 2006, Gaithersburg, MD, USA, accessed 10 December 2008, <http://physics.nist.gov/Divisions/Div846/SlowNeutrons/index.html>.
- NNDC (National Nuclear Data Center) (2008), The Cross-section Evaluation Working Group (CSEWG) website, Brookhaven National Laboratory, accessed 08 December 2008, www.nndc.bnl.gov/csewg/.

- Neuhausen, J., et al. (2004), "Investigation of Evaporation Characteristics of Polonium and its Lighter Homologues Selenium and Tellurium from Liquid Pb-Bi-eutecticum", *Radiochimica Acta*, Vol. 92, pp. 917-923.
- Neuhausen, J. and B. Eichler (2005), "Study of the Thermal Release Behaviour of Mercury and Thallium from Liquid Eutectic Lead-bismuth Alloy", *Radiochimica Acta*, Vol. 93, pp. 155-158.
- Neuhausen, J. and B. Eichler (2006), "Investigations on the Thermal Release of Iodine from Liquid Eutectic lead-bismuth Alloy", *Radiochimica Acta*, Vol. 94, pp. 239-242.
- Neuhausen, J. (2006a), "Investigations on the Release of Mercury from Liquid Eutectic Lead-bismuth Alloy Under Different Gas Atmospheres", *Nucl. Instr. Meth.*, Vol. A562, pp. 702-705.
- NERAC/GIF [Nuclear Energy Research Advisory Committee (US DOE) and the Generation IV International Forum] (2002), *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems*, GIF002-00, accessed 09 September 2008, www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf.
- NuPECC (Nuclear Physics European Collaboration Committee) (2004), *NuPECC Handbook 2004*, 5th Edition, accessed 26 February 2008, www.nupecc.org/pub/hb04/hb_nov05.pdf.
- NuPECC (2005), *Roadmap for Construction of Nuclear Physics Research Infrastructures in Europe*, accessed 08 December 2008, www.nupecc.org/nupecc/pub/NuPECC_Roadmap.pdf.
- NRG (Nuclear Research & Consultancy Group) (n.d.), "PALLAS: A Joint Initiative for a New Reactor in Petten by 2015", Brochure, NRG Petten, Netherlands, accessed 09 December 2008, www.nrg-nl.com/docs/newreactor/pallas_leaflet2_eng.pdf.
- NRG (2008), High Flux Reactor, HFR website link available under "Contents", accessed 11 December 2008, www.nrg-nl.com/public/facilities/hfr/index.html.
- ORNL (Oak Ridge National Laboratory) (2006), The Radiation Safety Information Computational Center (RSICC) website, Oak Ridge National Laboratory, accessed 18 December 2008, www-rsicc.ornl.gov/.
- ORNL (2006a), SNS/Imaging and Neutrons 2006 (IAN 2006) website, 23-25 October 2006, Oak Ridge, TN, accessed 10 December 2008, www.sns.gov/workshops/ian2006/.
- ORNL (2008), High Flux Isotope Reactor (HFIR) Facility website, accessed 09 December 2008, http://neutrons.ornl.gov/facilities/facilities_hfir.shtml.
- ORNL (2008a), Oak Ridge Electron Linear Accelerator (ORELA) website, accessed 08 December 2008, www.phy.ornl.gov/nuclear/orela/.
- ORNL (2008b), The SNS Facility website, accessed 10 December 2008, http://neutrons.ornl.gov/facilities/facilities_sns.shtml.
- Okazaki, T. (2007), Fast Reactor Cycle Technology Development (FaCT Project), pg. 16 in slideshow presentation "Peaceful Use of Nuclear Energy and Efforts to Ensure with Compatibility with Nuclear Non-proliferation", *JAEA/JIIA International Symposium on Nuclear Non-proliferation and Peaceful Use of Nuclear Energy*, Tokyo, 4 October, accessed 09 December 2008, www.jaea.go.jp/04/np/documents/sym07_okazaki01_E.pdf.
- OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development) (1999), *Report of the Working Group on Nuclear Physics*, The OECD Megascience Forum, January, OECD, Paris, accessed 10 December 2008, www.oecd.org/dataoecd/23/62/2102613.pdf.
- OECD (2000), "High-intensity Proton Beam Facilities", *OECD Global Science Forum Workshop on Strategic Policy Issues*, Paris, 25-26 September, accessed 10 December 2008, www.oecd.org/dataoecd/32/50/1904662.pdf.
- PALLAS (2008), PALLAS website, accessed 09 December 2008, www.pallasreactor.eu/.
- Papin, J., et al. (2007), "Summary and Interpretation of the CABRI REP-Na Program", *Nuclear Technology*, Vol. 157, No. 3, pp. 230-250.
- PSI (Paul Scherrer Institute) (n.d.), PANDA Large-Scale Multi-Purpose Test Facility website, accessed 12 December 2008, <http://lth.web.psi.ch/facilities/PANDA.htm>.
- PSI (2008), MEGAPIE website, accessed 10 December 2008, <http://megapie.web.psi.ch/>.

- PSI (2008a), PROTEUS Project website, accessed 08 December 2008, <http://proteus.web.psi.ch/>.
- PSI (2008b), Swiss Spallation Neutron Source SINQ website, accessed 10 December 2008, <http://sinq.web.psi.ch/>.
- RAPHAEL (2008), EU FP6 Project RAPHAEL (Reactor for Process Heat, Hydrogen and Electricity Generation) website, accessed 12 December 2008, www.raphael-project.org/index.html.
- RED IMPACT (2008), Impact of Partitioning, Transmutation and Waste Reduction Technologies on the Final Waste Disposal (RED IMPACT) website, accessed 12 December 2008, www.red-impact.proj.kth.se/index.php.
- RPI (Rensselaer Polytechnic Institute) (2008), Gaerttner Linear Accelerator (LINAC) Laboratory website, accessed 08 December 2008, www.linac.rpi.edu/.
- RIAR (2008), Experimental Fast Reactor BOR-60 website, Federal State Unitary Enterprise “State Scientific Center of Russian Federation – Research Institution of Atomic Reactors”, accessed 09 December 2008, www.niiar.ru/ofibr/en/e_bor60.htm.
- Richards, Dave (2002), “ACR Technology Base, RCS Thermalhydraulics”, slideshow presentation to US Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Reactor Regulation, 26 September, accessed 15 December 2008, <http://canteach.candu.org/library/20031211.pdf>.
- Richter, D. and T. Springer (1998), *Technical Report: A Twenty Years Forward Look at Neutron Scattering Facilities in the OECD Countries and Russia*, European Science Foundation and the Organisation for Economic Co-operation and Development, Megascience Forum, accessed 10 December 2008, www.oecd.org/dataoecd/32/60/1904136.pdf.
- Rive, D. (2007), “Periodic Safety Review Management for French Research Reactors”, *International Conference on Research Reactors*, Sydney, 5-9 November.
- Roos, E., et al. (2008), “Structural Materials Concept for Nuclear Power Plants”, *Structural Materials for Innovative Nuclear Systems (SMINS), Workshop Proceedings*, Karlsruhe, Germany, 4-6 June 2007, OECD, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/science/struct_mater/Presentations/HOFFMANN.pdf.
- Rowlands, J.L. and Ph. Bioux (1996), “Overview of Nuclear Data Measurement Facilities in OECD Countries”, *Proceedings of an ENS Class 1 Topical Meeting: Research Facilities for the Future of Nuclear Energy (Physics, Design and Safety)*, Brussels, Belgium, 4-6 June.
- RRC KI (Russian Research Centre “Kurchatov Institute”) (n.d.), The MASCA Programme website, Russia, accessed 16 December 2008, www.nsi.kiae.ru/Mbrief.htm.
- Sakurai, K. and S. Okajima (2002), “Adjustment of Total Delayed Neutron Yields of ²³⁵U, ²³⁸U and ²³⁹Pu by Using Results of In-pile Measurements of Effective Delayed Neutron Fraction”, *Proceedings of International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology; Reactor Physics, Safety and High-performance Computing (PHYSOR 2002)*, (CD-ROM), Seoul, Korea, 7-10 October.
- Salvatores, M., et al. (1995), “Nuclear Waste Transmutation”, *Applied Radiation and Isotopes*, Vol. 46, Issues 6-7, pp. 681-687.
- Salvatores, M. (2006), “Advanced Fuel Cycles and R&D Needs in the Nuclear Data Field”, *Nuclear Physics and Related Computational Science R&D for Advanced Fuel Cycle Workshop*, Bethesda, Maryland, USA, 10-12 August, accessed 26 February 2009, www-fp.mcs.anl.gov/nprcsafc/Presentations/WORKSHOP_DOE1_Salvatores-1.pdf.
- SARnet (2005), SARnet: A Network of Excellence Federating European Research on Core Meltdown Reactor Accidents website, accessed 17 December 2008, www.sar-net.org/.
- Schwinges, B. (2007), SARNET: Evaluation of Severe Accident Research Priorities, SARNET-SARP-D67, GRS-SCW-TN-2007/03, October.
- Sénat français (2008), Le Bloc Difficile à Entamer de l'Américium et du Curium website (in French), accessed 11 December 2008, www.senat.fr/rap/o97-612/o97-61229.html.
- SNU (Seoul National University) (n.d.), “NUTRECK: A Creative Teamwork for Spent Nuclear Fuel Transmutation”, brochure, accessed 11 December 2008, <http://peacer.org/new/brochure.pdf>.

- Serruys, Y., et al. (2007), "JANNUS: A Multi-irradiation Platform for Experimental Validation at the Scale of the Atomistic Modelling", Oral Presentation at the 13th International Conference on Fusion Reactor Materials (ICFRM-2007), Nice, France, 10-14 December 2007, Nice France. See also Y. Serruys, et al. (2007), "JANNUS: Simulation par Faisceaux d'Ions", Clés CEA, No. 55, Summer.
- Shelly, Li, et al. (2005), "Electrorefining Experience For Pyrochemical Processing of Spent EBR-II Driver Fuel", International Conference on Nuclear Energy Systems for Future Generation and Global Sustainability (GLOBAL 2005), Tsukuba, Japan, 9-13 October 2005.
- Shen, W.Q. (2007), "High-energy Nuclear Physics in China", *J. Phys. G: Nucl. Part. Phys.*, Vol. 34, S173-S179.
- Sienicki, J.J. and A.V. Moisseytsev (2005), "SSTAR Lead-cooled, Small Modular Fast Reactor for Deployment at Remote Sites – System Thermal Hydraulic Development", *Proceedings of ICAPP '05*, Seoul, Korea, 15-19 May, Paper 5426, accessed 09 December 2008, www.nuc.berkeley.edu/dept/Courses/NE-265/documents/hp03.pdf, see also <https://www.llnl.gov/str/JulAug04/Smith.html>.
- Sitaud, B., et al. (2007), "Design and Status of the Radioactive Matter Beamline at the SOLEIL Synchrotron", *Speciation, Techniques, and Facilities for Radioactive Materials at Synchrotron Light Sources (Actinide-XAS-2006)*, *Proceedings of the 4th Workshop*, Forschungszentrum Karlsruhe (FZK), Germany, 18-20 September, OECD, Paris, pp. 151-157, ISBN 978-92-64-99006-7, accessed 17 December 2008, <http://home.nea.fr/html/science/pubs/2007/nea6288-speciation.pdf>.
- Smirnov, V.P., et al. (2000), "Experimental Research Results in Support of the Behaviour of the High Burn-up Fuel Rods in PWR LOCA Conditions", 6th Russian Conference on Reactor Material Science, Dimitrovgrad, 11-15 September (in Russian), accessed 10 December 2008, www.niiar.ru/eng/docl.htm.
- Sofue, H., et al. (2004), "Study on Pb-Bi Natural Circulation Phenomena", slideshow presentation at the 1st COE-INES International Symposium on Innovation Nuclear Energy Systems (INES-1), Tokyo, Japan, 31 October-4 November, accessed 11 December 2008, www.nr.titech.ac.jp/coe21/eng/events/ines1/pdf/60_sofue.pdf.
- SOLEIL (2007), SOLEIL, French National Synchrotron Facility website, accessed 12 December 2008, <http://www2.synchrotron-soleil.fr/>.
- SLAC (Stanford Linear Accelerator Center) (2008), The Stanford Synchrotron Radiation Lightsource website, SLAC National Accelerator Laboratory, operated by Stanford University for the US Department of Energy, accessed 17 December 2008, <http://www-ssrl.slac.stanford.edu/>.
- Stepanov, V.S., et al. (1998), *SVBR-75: A Reactor Module for Renewal of WWER-440 Decommissioning Reactors – Safety and Economic Aspects*, IAEA TECDOC-1056, pp. 165-176, November.
- STRESA (2008), STRESA website, European Commission Joint Research Centre, accessed 17 December 2008, <http://lunar.jrc.it/stresaWebSite/StresaWebSites.asp>.
- SCK•CEN (Studiecentrum voor Kernenergie•Centre d'Étude de l'Énergie Nucléaire) (2004), Thematic Network on ADvanced Options for Partitioning and Transmutation (ADOPT) website, accessed 10 December 2008, <http://www3.sckcen.be/adopt/>.
- SCK•CEN (2006), "The GUINEVERE-Project: The First Zero-power Fast Lead Reactor Coupled to a 14 MeV Neutron Generator (GENEPI)", Scientific Report, accessed 10 December 2008, www.sck.be/sckcen/ScientificReports/2006/1_reactor_technology/pdf/13_printed_ANS_peter_baeten_GUINEVERE.pdf.
- SCK•CEN (2007), Multi-purpose hYbrid Research Reactor for High-tech Applications (MYRRHA) website, accessed 09 December 2008, www.sckcen.be/myrrha/.
- SCK•CEN (2008), BR2 – Belgian Reactor 2 website, accessed 11 December 2008, www.sckcen.be/en/Our-Research/Research-facilities/BR2-Belgian-Reactor-2.
- SCK•CEN (2008a), FP6 Programme PATEROS (Partitioning and Transmutation European Roadmap for Sustainable Nuclear Energy) website, accessed 10 December 2008, www.sckcen.be/pateros/.
- SCK•CEN (2008b), GUINVEVERE: Generator of Uninterrupted Intense NEutron at the Lead VENus REactor website, accessed 10 December 2008, www.sckcen.be/nl/Ons-Onderzoek/Research-projects/EU-projects-FP6-FP7/GUINEVERE.

- SCK•CEN (2008c), The HOTLAB database website, accessed 11 December 2008, www.sckcen.be/hotlab/catalogue/.
- SCK•CEN (2008d), VENUS – Zero-power Critical Facility website, accessed 10 December 2008, www.sckcen.be/nl/Ons-Onderzoek/Research-facilities/VENUS-zero-power-critical-facility.
- Studsvik AB (2005), “Hot Spring for the R2...but Now an Era is Over”, Studsvik NEWS, June 2005, accessed 09 December 2008, www.studsvik.se/files/StudsvikNewsJune2005_en.pdf.
- Sugo, Yumi, et al. (2007), “Influence of Diluent on Radiolysis of Amides in Organic Solution”, *Radiat. Phys. Chem.*, Vol. 76, 794-800.
- Suyama, K. (1997), *Spent Fuel Isotopic Composition Data Base System on WWW – SFCOMPO on W3*, JAERI-Data/Code 97-045, Japan Atomic Energy Research Institute, November (in Japanese).
- SLS (Swiss Light Source) (2002), Swiss Light Source website, Paul Scherrer Institut, accessed 17 December 2008, <http://sls.web.psi.ch/>.
- Tachimori, S., et al. (2002), “Recent Progress of Partitioning Process in JAERI: Development of Amide-based ARTIST Process”, *Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation, Proceedings of the 7th Exchange Meeting*, Jeju, Republic of Korea, 14-16 October, OECD, Paris, accessed 12 December 2008, www.nea.fr/html/pt/docs/iem/jeju02/session2/SessionII-17.pdf.
- TARGISOL (2008), The TARGISOL Project website, accessed 12 December 2008, www.targisol.csic.es/.
- TUM (Technische Universität München) (2008), FRM II Research Reactor website, accessed 10 December 2008, www.frm2.tum.de/en/technik/index.html.
- Trambauer, Klaus and Bernd Schwinges (2007), “Evaluation of Research Priorities in the Frame of SARNET”, *The 2nd European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2007)*, Karlsruhe, Germany, 12-14 June, accessed 17 December 2008, www.sar-net.org/upload/s1-2_001.pdf.
- TOP500 (2007), The TOP500 Supercomputer Sites website, accessed 17 December 2008, www.top500.org/.
- UK HSE (United Kingdom Health and Safety Executive) (2007), *HSE Input to the 2008/09 Programme of Nuclear Safety Research*, UK Health and Safety Commission, Nuclear Safety Advisory Committee, Review Group 6 (Research), 2 October, accessed 12 December 2008, www.hse.gov.uk/aboutus/meetings/iacs/nusac/021007/p01.pdf.
- US DOE (United States Department of Energy) (2006), *Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) Comparison Report*, Office of Nuclear Energy, July, accessed 12 December 2008, www.ne.doe.gov/pdfFiles/fy06AfcComparisonReportToCongress.pdf.
- US DOE (2006a), *Report to Congress: Spent Nuclear Fuel Recycling Program Plan*, May, accessed 10 December 2008, <http://www.nuclear.energy.gov/pdfFiles/snfrRecyclingProgramPlanMay2006.pdf>.
- US DOE (2008), Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) website, accessed 11 December 2008, www.ne.doe.gov/AFCI/neAFCI.html.
- US NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) (2006), Fact Sheet on Uranium Mill Tailings website, August, accessed 11 December 2008, www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/mill-tailings.html.
- US NRC (2007), *Next Generation Nuclear Plant Phenomena Identification and Ranking Tables (PIRTs), Volume 5: Graphite PIRTs*, NUREG/CR-6944 and ORNL/TM-2007/147, October, accessed 12 December 2008, www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6944/v5/cr6944v5.pdf.
- US IWGNC (United States Office of Science and Technology Policy Interagency Working Group on Neutron Science) (2002), *Report on the Status and Needs of Major Neutron Scattering Facilities and Instruments in the United States*, June, accessed 09 December 2008, www.ostp.gov/galleries/Issues/NeutronIWGReport.pdf.
- Van Goethem, Georges (2007), “EURATOM Research and Training in Innovative Fuels and Materials (Generation IV)”, *High Performance Light Water Reactor Information Exchange Meeting*, CEA Cadarache, France, 4 September, accessed 09 December 2008, www.hplwr.eu/public/Conferences/CEA_Sep_2007/IEM-EC-EuratomResearch_Training-vanGoethem.pdf.

VELLA (Virtual European Lead Laboratory) (2008), VELLA website, accessed 10 December 2008, www.3i-vella.eu/.

Walker, E.A., et al. (2007), "Application of Modified Direct Denitration to Support the ORNL Coupled-end-to-end Demonstration in Production of Mixed Oxides Suitable for Pellet Fabrication", *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Systems (GLOBAL 2007)*, Boise, Idaho, 9-13 September.

WNA (World Nuclear Association) (2007), Nuclear Power in the World Today website, accessed 05 December 2008, www.world-nuclear.org/info/inf01.html.

WNA (2008), Mixed Oxide (MOX) Fuel website, July, accessed 11 December 2008, www.world-nuclear.org/info/inf29.html?terms=MOX.

WNA (2008a), Nuclear Power in China website, accessed 09 December 2008, www.world-nuclear.org/info/inf63.html.

WNA (2008b), Nuclear Power in India website, accessed 09 December 2008 www.world-nuclear.org/info/inf53.html.

WNA (2008c), Nuclear Power in Korea website, accessed 09 December 2008, www.world-nuclear.org/info/inf81.html.

WNA (2008d), Nuclear Power in Russia website, accessed 10 December 2008, <http://world-nuclear.org/info/inf45.html>.

WNA (2008e), Processing of Used Nuclear Fuel for Recycle website, October, accessed 12 December 2008, www.world-nuclear.org/info/inf69.html.

WNA (2008f), Research Reactors website, accessed 09 December 2008, www.world-nuclear.org/info/inf61.html.

WNA (2008g), World Nuclear Power Reactors 2007-08 and Uranium Requirements, September, accessed 05 December 2008, www.world-nuclear.org/info/reactors.htm, updated every two months.

WNN (World Nuclear News) (2007), Mitsubishi to Develop Japan's Next Fast Breeder Reactor, 18 April, accessed 09 December 2008, www.world-nuclear-news.org/newNuclear/180407-Mitsubishi_to_develop_Japan_s_next_fast_breeder_reactor.shtml.

WNN (2008), "AECL Halts Development of MAPLE Project", 19 May, accessed 09 December 2008, www.world-nuclear-news.org/NN-AECL_halts_development_of_MAPLE_project-1905082.html. See also AECL (Atomic Energy of Canada Limited) (2008), "AECL to Discontinue Development of the MAPLE Reactors", 16 May, accessed 09 December 2008, www.aecl.ca/NewsRoom/News/Press-2008/080516.htm.

WNN (2008a), "Toshiba Opens Fast Reactor Research Facility", 21 February, accessed 12 December 2008, www.world-nuclear-news.org/NN/Toshiba_opens_fast_reactor_research_facility_210208.html.

WNU (World Nuclear University) (2008), general website, accessed 10 December 2008, <http://world-nuclear-university.org/>.

Yuan Luzheng, Ke Guotu, Jin Huajin (2007), "The Characteristics of CARR Design and Status of the Project", RRFM/IGORR Joint Meeting, Lyon, France, 11-15 March.

Zheng Hualing and Ye Guoan (2004), "The Status and Prospect of Nuclear Fuel Cycle Back-end in China", *International Conference on Advances for Nuclear Fuel Cycles (ATALANTE 2004)*, Nîmes, France, 21-24 June, Commissariat à l'Énergie Atomique, accessed 12 December 2008, <http://www-atalante2004.cea.fr/home/liblocal/docs/atalante2000/P1-05.pdf>.

Annexe A : Mandat du group d'experts

Domaine d'application

Résultat de la situation économique récente et des budgets des activités de développement nucléaire en baisse dans de nombreux pays membres de l'OCDE/AEN, le maintien des niveaux techniques actuels dans le domaine de l'énergie nucléaire et la préservation des données intégrales accumulées jusqu'à présent, au fur et à mesure du développement nucléaire, se heurtent à de nombreux problèmes. Afin de surmonter ces difficultés, il devient de plus en plus important de créer et de faire progresser la technologie et les infrastructures nucléaires dans un cadre international. L'AEN a soutenu différentes activités, comme illustré ci-dessous.

Le Comité des sciences nucléaires (CSN) de l'OCDE/AEN a lancé une étude sur les besoins de recherche et développement (R&D) en science nucléaire, organisé un atelier sur les besoins de recherche et développement pour les systèmes nucléaires actuels et futurs en novembre 2002 à Paris et publié ensuite un rapport sur ces questions. Parallèlement, le CSN poursuit l'examen des données d'expériences de physique des réacteurs intégrales dans le cadre du projet IRPhE. Par ailleurs, le Comité sur le développement de l'énergie nucléaire (NDC, *Nuclear Development Committee*) documente l'état des installations de recherche et d'essais afin d'identifier des mécanismes et des politiques pour promouvoir la collaboration internationale dans le domaine de la formation nucléaire et de la R&D. Le Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN) a examiné les besoins permanents en matière d'installations de R&D expérimentales dans le domaine de la sûreté et a récemment mis en place un groupe d'experts afin d'étudier les installations de soutien pour les réacteurs existants et avancés (SFEAR, *Support Facilities for Existing and Advanced Reactors*).

La poursuite des discussions au sein du CSN sur les besoins de R&D, à partir des résultats des autres comités techniques permanents, est essentielle pour bénéficier d'éventuelles synergies et formuler des recommandations concernant les futurs développements de l'énergie nucléaire, grâce à une nouvelle technologie élaborée dans les pays membres.

Le CSN s'efforcera d'anticiper sur les besoins futurs des installations de recherche pour la R&D en science nucléaire sur la base des résultats des activités de l'AEN mentionnées plus haut et en étroite collaboration avec les autres comités techniques permanents de l'AEN. Les résultats de l'étude contribueront à promouvoir la collaboration internationale pour le développement de nouvelles technologies nucléaires.

Objectifs

Le groupe d'experts préparera un rapport sur les futures installations de recherche et d'essai nécessaires en science nucléaire. L'étude sera centrée principalement sur les éléments suivants :

- Examiner l'état des installations de recherche et d'essais dans le monde et clarifier les besoins futurs des installations de recherche correspondant aux besoins de R&D en science nucléaire, collaborer avec d'autres comités techniques permanents, en fonction des résultats de l'étude du CSN sur les besoins de R&D et des résultats du CSIN et du NDC sur l'état des installations de recherche et d'essais.
- Surveillance de l'activité IRPhE du CSN concernant les données intégrales des caractéristiques des réacteurs et du cycle du combustible existantes afin d'identifier les besoins futurs des installations de recherche.
- Définition de recommandations sur les besoins futurs des installations de recherche en science nucléaire pour une collaboration internationale.

Produits livrables

- Organiser des réunions du groupe d'experts pour examiner et échanger des informations sur l'état des données intégrales et des besoins dans les installations de recherche et d'essais pour la R&D future dans le domaine de la science nucléaire (données nucléaires, physique des réacteurs, comportement des combustibles, science des matériaux, chimie du cycle du combustible, production nucléaire d'hydrogène, calculs hautes performances et thermohydraulique. Le travail sera réalisé en étroite collaboration avec le CSIN et le NDC.
- Mettre en place une base de données des installations de recherche et d'essais pour la R&D dans le domaine de la science nucléaire, afin de clarifier l'état et les besoins de ces installations.
- Produire un rapport sur l'état des données intégrales et le besoin d'installations de recherche et d'essais pour la future R&D en science nucléaire.

Annexe B : Liste des membres

Belgique

Dr. Pierre Joseph D'HONDT (Président)
 Directeur général adjoint
 SCK•CEN
 200 Boeretang
 B-2400 Mol

République tchèque

Dr. Jan KYSELA
 Director of Reactor Services Division
 Nuclear Research Institute
 CZ-250 68 Rez

France

Dr. Robert JACQMIN
 CEA Cadarache
 DEN/DER/SPRC – Bât. 230
 F-13108 St.-Paul-lez-Durance

M. Michaël LECOMTE
 Division Énergie nucléaire
 Service Chimie des procédés de séparation
 CEA Marcoule
 B.P. 17171
 F-30207 Bagnols-sur-Cèze Cedex

Hongrie

Dr. Zoltán HÓZER
 Head of Department
 KFKI Atomic Energy Research Institute
 P.O. Box 49
 H-1525 Budapest

Italie

Dr. Roberto ROSA
 ENEA – C.R. Casaccia
 TRIGA Reactor
 Via Anguillarese, 301
 I-00060 Rome

Japon

Dr. Kenya SUYAMA
 Criticality Safety Laboratory
 Dept. of Fuel Cycle Safety Research
 Japan Atomic Energy Agency
 2-4 Shirakata-Shirane, Tokai-mura
 Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195

République de Corée

Dr. Hee-Seock LEE
 Manager of Radiation Safety Group
 Pohang Accelerator Laboratory
 Pohang University of Science and Technology
 31, Nam-gu, Pohang
 Gyongbuk Province, 790-784

Espagne

Mr. Enrique GONZALEZ-ROMERO
 Head, Division of Nuclear Fission
 CIEMAT
 Av. Complutense 22
 Dept. Fision Nuclear – Edif. 17
 E-28040 Madrid

Royaume-Uni

Dr. Tim NEWTON
 Serco Assurance
 Building A32
 Winfrith Technology Centre
 Dorchester
 Dorset DT2 8DH

Dr. D.R. WEAVER (Consultant)
 School of Physics and Astronomy
 The University of Birmingham
 Edgbaston
 Birmingham B15 2TT

États-Unis d'Amérique

Mr. Raymond V. FURSTENAU
 Deputy Manager for Nuclear Energy
 US Department of Energy
 Idaho Operations Office
 1955 Fremont Ave., MS-1203
 Idaho Falls, ID 83415

Organisations internationales

Mr. N. RAMAMOORTHY
Director
Division of Physical and Chemical Science
Dept. of Nuclear Sciences and Application
IAEA
P.O. BOX 100, Vienne

Mr. Alexander STANCULESCU
Nuclear Power Division
Nuclear Power Tech. Development Section
IAEA
P.O. BOX 100, Vienne

Dr. Peter RULLHUSEN
EC-JRC – Institute for Reference Materials
and Measurements
Joint Research Center
Retieseweg 111
B-2440 Geel

Mr. Jean COADOU
Commission européenne
DG TREN
Direction de l'énergie nucléaire,
Unité H2
1, rue Henry M. Schnadt
Office EUFO 4384
L-2920 Luxembourg

Dr. Wolfgang WIESENACK
Project Manager
OECD Halden Reactor Project
Institut for Energiteknikk
Os Alle 13, P.O. Box 173
N-1751 Halden

Dr. Isao YAMAGISHI (Secrétaire)
Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire
Le Seine Saint-Germain
12 boulevard des Iles
F-92130 Issy-les-Moulineaux

LES ÉDITIONS DE L'OCDE, 2, rue André-Pascal, 75775 PARIS CEDEX 16
Imprimé en France

ORGANISATION DE COOPÉRATION ET DE DÉVELOPPEMENT ÉCONOMIQUES

L'OCDE est un forum unique en son genre où les gouvernements de 30 démocraties œuvrent ensemble pour relever les défis économiques, sociaux et environnementaux que pose la mondialisation. L'OCDE est aussi à l'avant-garde des efforts entrepris pour comprendre les évolutions du monde actuel et les préoccupations qu'elles font naître. Elle aide les gouvernements à faire face à des situations nouvelles en examinant des thèmes tels que le gouvernement d'entreprise, l'économie de l'information et les défis posés par le vieillissement de la population. L'Organisation offre aux gouvernements un cadre leur permettant de comparer leurs expériences en matière de politiques, de chercher des réponses à des problèmes communs, d'identifier les bonnes pratiques et de travailler à la coordination des politiques nationales et internationales.

Les pays membres de l'OCDE sont : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, la Corée, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, la Nouvelle-Zélande, les Pays-Bas, la Pologne, le Portugal, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe aux travaux de l'OCDE.

Les Éditions OCDE assurent une large diffusion aux travaux de l'Organisation. Ces derniers comprennent les résultats de l'activité de collecte de statistiques, les travaux de recherche menés sur des questions économiques, sociales et environnementales, ainsi que les conventions, les principes directeurs et les modèles développés par les pays membres.

Cet ouvrage est publié sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE. Les opinions et les interprétations exprimées ne reflètent pas nécessairement les vues de l'OCDE ou des gouvernements de ses pays membres.

Cet ouvrage est publié sous la responsabilité du Secrétaire général de l'OCDE. Les opinions et les interprétations exprimées ne reflètent pas nécessairement les vues de l'OCDE ou des gouvernements de ses pays membres.

L'AGENCE POUR L'ÉNERGIE NUCLÉAIRE

L'Agence de l'OCDE pour l'énergie nucléaire (AEN) a été créée le 1^{er} février 1958 sous le nom d'Agence européenne pour l'énergie nucléaire de l'OECE. Elle a pris sa dénomination actuelle le 20 avril 1972, lorsque le Japon est devenu son premier pays membre de plein exercice non européen. L'Agence compte actuellement 28 pays membres de l'OCDE : l'Allemagne, l'Australie, l'Autriche, la Belgique, le Canada, le Danemark, l'Espagne, les États-Unis, la Finlande, la France, la Grèce, la Hongrie, l'Irlande, l'Islande, l'Italie, le Japon, le Luxembourg, le Mexique, la Norvège, les Pays-Bas, le Portugal, la République de Corée, la République slovaque, la République tchèque, le Royaume-Uni, la Suède, la Suisse et la Turquie. La Commission des Communautés européennes participe également à ses travaux.

La mission de l'AEN est :

- d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation sûre, respectueuse de l'environnement et économique de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques ; et
- de fournir des évaluations faisant autorité et de dégager des convergences de vues sur des questions importantes qui serviront aux gouvernements à définir leur politique nucléaire, et contribueront aux analyses plus générales des politiques réalisées par l'OCDE concernant des aspects tels que l'énergie et le développement durable.

Les domaines de compétence de l'AEN comprennent la sûreté nucléaire et le régime des autorisations, la gestion des déchets radioactifs, la radioprotection, les sciences nucléaires, les aspects économiques et technologiques du cycle du combustible, le droit et la responsabilité nucléaires et l'information du public. La Banque de données de l'AEN procure aux pays participants des services scientifiques concernant les données nucléaires et les programmes de calcul.

Pour ces activités, ainsi que pour d'autres travaux connexes, l'AEN collabore étroitement avec l'Agence internationale de l'énergie atomique à Vienne, avec laquelle un Accord de coopération est en vigueur, ainsi qu'avec d'autres organisations internationales opérant dans le domaine de l'énergie nucléaire.

Publié en anglais sous le titre :

Nuclear Science

Research and Test Facilities Required in Nuclear Science and Technology

Les corrigenda des publications de l'OCDE sont disponibles sur : www.oecd.org/editions/corrigenda.

© OCDE 2009

Vous êtes autorisés à copier, télécharger ou imprimer du contenu OCDE pour votre utilisation personnelle. Vous pouvez inclure des extraits des publications, des bases de données et produits multimédia de l'OCDE dans vos documents, présentations, blogs, sites Internet et matériel d'enseignement, sous réserve de faire mention de la source OCDE et du copyright. Les demandes pour usage public ou commercial ou de traduction devront être adressées à rights@oecd.org. Les demandes d'autorisation de photocopier une partie de ce contenu à des fins publiques ou commerciales peuvent être obtenues auprès du Copyright Clearance Center (CCC) info@copyright.com ou du Centre français d'exploitation du droit de copie (CFC) contact@cfcopies.com.

Photos de couverture : CERN, Suisse.