

FusionCanada

Bulletin of the National Fusion Program

Issue 29, October 1995

In this Issue

INIS-mf--14894

ISSN 0835-488X

■ Canada-Europe Fusion Accords:
New 5-year R&D Agreement
ITER Participation via Europe

■ STOR-M Tokamak restarts

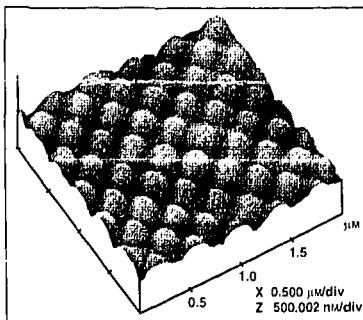
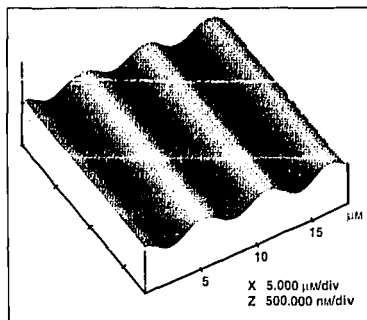
■ Canada-USA Fusion Meeting in Montréal

■ INSIDE: Camera Images of Divertor
Detachment

■ Laser Optics for High Power Lasers

■ Divertor Helium Pumping with
detached plasmas

Canadian High Power Laser Optics



These are Atomic Force Microphotographs of surfaces of Diffractive Optical Elements made at Ste Foy, Québec. (Right) An antireflection structure; each 'dome' is about 0.3 microns across. (Left) A sinusoid-form holographic beam sampler grating. Sinusoid period is about 6 microns. (See article inside)

INTERNATIONAL

New Canada-Europe Fusion Collaboration Agreements Signed

5-year Europe-Canada R&D Collaboration

ITER Participation agreement

On July 25 in Brussels, the following two accords were signed:

■ **Memorandum of Understanding** for Cooperation in Fusion Research and Development between the Government of Canada and the European Atomic Energy Community (EURATOM).

■ **Implementing Agreement** between Atomic Energy of Canada Limited (AECL) and EURATOM on the Engineering Design Activities (EDA) for the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER).

Jacques Roy, Canadian Ambassador to the European Union, signed the Agreements for the Government of Canada and for AECL, which operates Canada's National Fusion Program. Edith Cresson, European Commissioner for Research and Education, signed the agreements on behalf of EURATOM.

AECL, through the National Fusion Program, is designated by the Government of Canada to arrange and implement the Memorandum of Understanding (MOU) and the ITER EDA Implementing Agreement.

Canada-Europe Fusion Cooperation



Signing the Europe-Canada Fusion Accords. July 25, Brussels.

The Canada-Europe fusion R&D Memorandum of Understanding, and an ITER EDA participation agreement, are signed by Jacques Roy (seated, right), Canada's Ambassador to the European Union, and Mme Edith Cresson, Europe's Commissioner for Research and Education.

continued inside



New Canada-Europe Fusion Collaboration Agreements Signed

continued

EURATOM is responsible for operating Europe's fusion R&D programs, and likewise is responsible for the MOU and the ITER EDA Implementing Agreement.

The MOU, which has been under negotiation for some three years, facilitates collaborative research and technical exchange between companies, universities, and government-supported fusion sites in Canada and the European Union in the framework of their respective fusion programs.

The MOU will be in force for five years. It provides for individual Implementing Agreements to be made under the MOU, to cover cooperation in specific projects or ventures. The ITER EDA Implementing Agreement, mentioned above, is the first such Agreement under the MOU. It permits Canada's National Fusion Program to participate in the ITER EDA as an integral part of EURATOM's contributions to the ITER EDA. Canadian EDA contributions are from the National Fusion Program, through the Centre canadien de fusion magnétique (CCFM) and the Canadian Fusion Fuels Technology Project (CFFTP). Through both of these projects, supporting EDA contributions are made by private, academic and public institutions.

Canada's ITER EDA contributions focus on tritium technology, fusion physics, remote handling, engineering of fusion and tritium facilities, and safety aspects of fusion including occupational and public safety and environmental effects. As part of the EDA Agreement, Canada will provide scientists and engineers to the ITER EDA Joint Central Team.

MOU Specific Points

Particular areas of Canada-EURATOM cooperation mentioned in the MOU include:

- Tokamaks
- Plasma physics
- Fusion technology
- Fusion fuels
- Other approaches to fusion energy, as alternatives to tokamaks.

Cooperation activities can include:

- Participation in each other's projects, experiments or studies.
- Involvement in each other's contributions to the fusion programs of a third party. (Under this provision, the Canada-Europe Implementing Agreement on the ITER EDA was enacted.)
- Execution of joint projects, experiments or studies.
- Transfers of tritium or tritium-related equipment.
- Exchange and provision of:
 - scientists, engineers, and other specialists.
 - equipment, instruments, materials, fuels and spare parts.
 - information and data.

Other technical areas and activities can be added by mutual agreement.

Canadian fusion workers look forward to continued and mutually beneficial collaboration with their counterparts and colleagues in Europe.

SASKATCHEWAN

STOR-M Tokamak restarts at University of Saskatchewan

The STOR-M tokamak returned to work this summer, after a ten-month shutdown for upgrading and modification. The flexible-angle compact toroid fuelling injec-

tor was installed, as well as new toroidal field coils, power supplies and diagnostics. The Plasma Laboratory at U. Saskatchewan is headed by Prof. Akira Hirose.

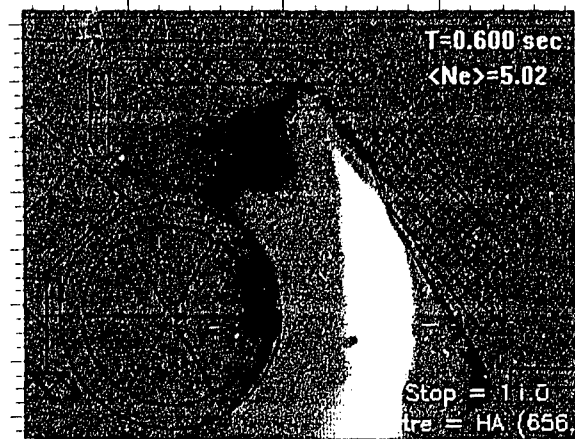
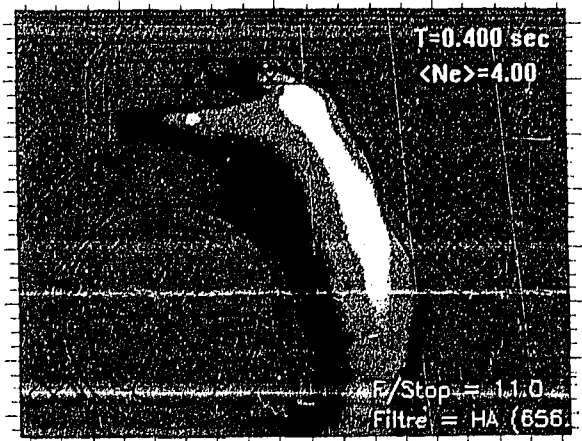
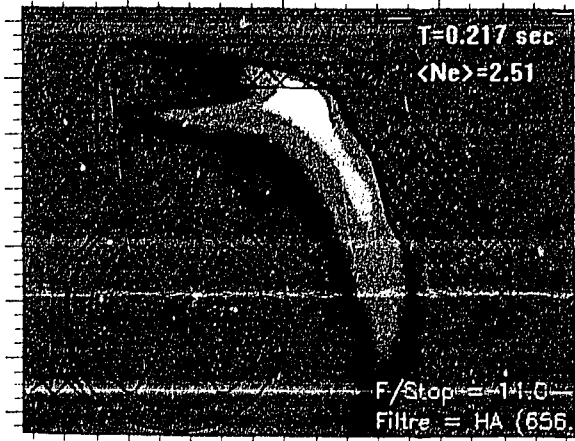
In August, alternating current (AC) tokamak plasma discharges were carried out on the upgraded STOR-M machine. Prof. O. Mitarai of Kyushu Tokai University, Kumamoto, Japan, visited U. Saskatchewan to collaborate in the experiments. AC plasmas are considered by some as a possible mechanism for continuous tokamak operation without the need to use non-inductive current drive methods (such as radiofrequency or neutral beam current drive), which are not efficient with today's technology. In earlier years, a known difficulty with AC plasmas was the potential generation of excessive plasma impurities by plasma wall currents when the main plasma current was reversed. The recent STOR-M AC experiments demonstrated plasma current reversal without accumulation of plasma impurities, and without causing MHD instabilities. Dr. Mitarai will return to Saskatchewan later this year for more AC experiments on STOR-M. His visits are sponsored by the Japan Society for Promotion of Science.

The first-ever AC plasma current experiments were carried out several years ago at U. Saskatchewan on STOR-M's predecessor, the STOR-1M tokamak. Since then, Europe's JET tokamak achieved AC operation at ± 2 MA plasma current. More recently, the CT-B tokamak at Academia Sinica, Beijing, China has also demonstrated forced plasma current reversal (giving AC tokamak operation) without causing MHD instabilities or plasma impurity accumulation. A group at Nagoya University, Japan, under Prof. Takamura is also interested in AC tokamak operation.

During the STOR-M shutdown, significant modifications to the plasma chamber were made to accommodate the new Compact Toroid

Video Camera Images of Plasma Detachment in TdeV Divertors

Plasma detaches more as plasma density increases



Here are four images selected from a single plasma discharge on TdeV, taken with a real-time video digitizing system. They show the upper divertor of TdeV, and give direct visual evidence for plasma (in the divertor) detaching from the divertor plate, as first seen in TdeV in March 1994, with TdeV's previous divertor configuration. These false-colour images record the intensity profile of the H_{α} (656 nm) emission from the divertor plasma. Yellow/white is the most intense emission (hot, dense plasma), while light blue shows the least emission (cool, thin plasma). The camera is looking in the toroidal direction, so that the pictures

represent a cross-section of the divertor plasma. Black lines are drawn in to show the positions of divertor components in cross-section. The horizontal divertor plate (graphite) is the flat plate drawn in the top middle of each picture. The oblique plates on the right are made of carbon composite material. The circular object is the cross section of one of the divertor coils.

The images show progressive detachment of the divertor plasma from the divertor neutralization plate. As the main TdeV plasma density is increased in a linear ramp during the tokamak pulse, contact of the divertor plasma with

the horizontal plate decreases, and contact with the oblique plate increases, until detachment is complete.

Successful divertor plasma detachment in a fusion reactor will be essential for reducing power deposition on divertor surfaces, thus minimizing erosion of divertor components.

Picture sequence

■ Top left image.

Early in the shot, $t = 0.217$ seconds. Main plasma density (line average) $\bar{n}_e = 2.51 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$. Divertor plasma is impacting hard on the top divertor plate.

various high energy (megajoule range) lasers, including for example a holographic beam sampler tested by Lawrence Livermore National Laboratory (USA) where it showed a very high damage threshold in a high energy laser beam (86 Joules.cm⁻² at 1.064 microns wavelength with 10 ns pulses).

Gentec Inc. specializes in designing and making instruments for laser beam sampling and analysis. They have supplied laser beam energy measuring instruments for Japan's Gekko laser (Osaka), for the OMEGA Laser (U. Rochester, USA), and now have a contract to supply laser beam calorimeters to LLNL.

More information: Michel Giroux, Gentec Inc., 2625 Dalton St., Ste-Foy, Quebec, Canada G1P 3S9. Tel: (418) 651-8003, Fax: (418) 651-6695, or contact Pierre Langlois, National Optics Institute, Ste-Foy, Quebec, Tel: (418) 657-7006, Fax: (418) 657-7009.

INTERNATIONAL

Canada-USA Joint Fusion Symposium

**Fusion Power Associates (USA)
Canadian Nuclear Association/
Canadian Nuclear Society
Sept. 6-8 Montréal**

More than 100 people attended the Symposium, including a number of leading figures from world fusion programs.

Academician Evgeny Velikhov of Russia, Chair of the ITER Council, spoke candidly about the future of the ITER collaboration, and about possibilities for executing the ITER construction phase which should follow the ongoing ITER Engineering Design Activities (EDA). The ITER Joint Central Team, responsible for designing ITER, will continue with the present operational ITER objectives and design concept (e.g. a burn time of 1,000 seconds, and some breeding of tritium fuel), and with its aim of using proven technologies to construct ITER.

Based on these premises, construction of ITER might cost between \$5.05 billion and \$6.6 billion (in 1989 US dollars) according to the ITER EDA Interim Design Report issued this year. The Russian Federation will continue with its ITER EDA contributions, but because of financial considerations could not necessarily commit to providing a one-quarter share of the cost of constructing the ITER reactor.

Dr. Velikhov discussed the possibility that construction costs of ITER might be shared by other countries beside the original four parties to ITER (Europe, USA, Russia and Japan). A number of other countries (beside the original four ITER parties) have expressed interest in participating in construction of ITER. The organization that builds ITER, said Dr. Velikhov, may look different from the four-party organization which originated the ITER Project, and which is now carrying out the ITER EDA.

Before the Symposium, Dr. Velikhov toured Ontario Hydro's Darlington Tritium Removal Facility, which to date has provided about 140 million Curies of tritium from detritiation of heavy water from CANDU power reactors. At the Symposium, Dr. Velikhov remarked that he was impressed with Canadian tritium technology, and with the routine handling and storage of large amounts of tritium at commercial nuclear sites.

Dr. N. Anne Davies (US Department of Energy), leader of the US fusion program, presented an overview of US fusion work, and discussed the possible reduction of US fusion program funding. Dr. S. Matsuda, leader of Japan's ITER Home Team, presented the organization of Japan's fusion program, the status of its numerous projects, and Japan's involvement in ITER. Japan, he said, has an objective of building a fusion reactor to be operational by about the year 2030.

The meeting was rich in scientific and technical interest. Delegates were intrigued by recent reports of

dramatically improved energy and particle confinement in several tokamaks in the USA including TFTR, Alcator C-MOD, and DIII-D. A tokamak operation mode called 'enhanced reversed shear mode', created by sculpting a tokamak's radial plasma current profile, seems to be responsible. Several speakers noted the positive implications of this recent development. During breaks in the formal program, some delegates suggested that reliable exploitation of the 'enhanced reverse shear mode' could possibly reduce the cost of a 'burning plasma' tokamak by as much as 50%.

Canadian delegates reported on several topics including:

- Advanced divertor control and divertor plasma detachment experiments on the TdeV tokamak at Centre canadien de fusion magnétique (CCFM). (*See separate articles*).
- Canadian tritium technology and research.
- Advances in compact toroid fuelling of tokamaks.

Réal Décoste of CCFM reported on TdeV-96, the upgrade-in-progress of TdeV. TdeV-96 could serve CCFM's edge/divertor research program for the next five years, and start looking at advanced tokamak scenarios. Dr. Décoste also mentioned a proposal for a considerably larger tokamak, TdeV-M, that could supplant TdeV-96 after the turn of the century. TdeV-M, as seen today on paper, might have a plasma volume about ten times the TdeV-96 plasma volume, with several MW of RF auxiliary heating and a very advanced divertor.

It was a satisfying meeting. The frank comments by program leaders concerning the funding and politics of fusion R&D were welcomed by all delegates. The technical content was topical and good. Stephen Dean (president, Fusion Power Associates) and Guy LeClair (Canadian Nuclear Society) were wholeheartedly applauded for organizing a richly rewarding Symposium.

(CT) Injector. This device will be used for plasma heating and current drive experiments. CTs are self-contained plasma toroids shot into the tokamak plasma from the CT Injector at velocities up to 200 km.s⁻¹. The new CT Injector has a flexible attachment to the tokamak and so it can vary the injection angle for the CTs, from being perpendicular to the plasma, through to almost tangential injection. The first CT experiments will be made very soon. Over the next year, a systematic program will aim at discovering optimum CT injection angles for best fuelling efficiency, for best current drive efficiency, and for minimum MHD activity when the CT (which has its own electromagnetic fields) reconnects to the magnetic field of the tokamak plasma.

Theory Work

Prof. Hirose's Group has recently made theoretical studies in three areas:

- The effects of plasma rotation on the locked mode;
- Drift and ballooning stability of the hot ion mode;
- Collisionless edge instabilities in steep density gradients.

More information from Akira Hirose, Plasma Group, University of Saskatchewan, (306) 966-6414, Fax: (306) 966-6400, e-mail = hirose@sask.usask.ca.



Divertor Helium Pumping under Detached Plasma Conditions on TdeV

Now that numerous fusion sites have learned how to reliably detach plasmas from divertor plates, they can focus more experiments on an equally important question: "Will a divertor still be able to pump helium from the

tokamak with a detached-plasma divertor?"

Recent results from TdeV indicate that the answer is definitely "Yes". However, helium extraction performance must still be improved.

Helium pumping is a vital function of divertors - if helium 'ash' is not removed from a fusion reactor, it will eventually 'poison' the fusion reaction and stop it. First, divertors must **retain** helium, before the divertor can pump it from the tokamak. Helium cannot be pumped out by itself: the divertors also - unavoidably - pump out deuterium plasma particles (fuel).

Measurements on TdeV in August explored divertor retention and pumping performance, for helium and for the deuterium tokamak fuel, during divertor plasma detachment trials.

Detached plasmas did not affect divertor performance in exhausting helium from the main plasma. TdeV divertors retained deuterium and helium in the ratio 6:1, with or without a detached divertor plasma, and exhaust rates through the pumps were not affected by detachment. This 6:1 ratio is maintained over the main plasma density range $3 - 6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$. Densities of $5 - 6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ are suitable for present fusion reactor designs. Electrical plasma biasing improves absolute retention of both deuterium and helium in the divertors.

The 6:1 deuterium:helium retention ratio will have to be improved to demonstrate that helium pumping is efficient enough for a fusion reactor. At this ratio, for a fusion power reactor, it would mean that - in order to pump out enough helium - the pumps would pump out too much deuterium-tritium fuel, and would be unacceptably large.

More information: Réal Décoste, Operations Director, Tel: (514) 652-8715, Fax: (514) 652-8625, e-mail = decoste@ccfm.ireq.ca.

INDUSTRY IN FUSION

High Power Laser Optics for ICF Applications



A range of damage-resistant diffractive optical elements, made from fused silica, has been developed in Canada for use on high power industrial lasers. These optical elements are well suited for inertial confinement fusion (ICF) research. They are designed and made jointly by Gentec Inc. and the National Optics Institute (NOI), both of Ste-Foy, Québec.

Two types of diffractive optical element (DOE) are available: Holographic laser beam samplers, and anti-reflection gratings (See photographs on front page). Two other types of DOE of interest to ICF researchers can also be fabricated with the same Gentec/NOI technology. These are a laser beam homogenizer and a laser harmonic separator.

Each DOE is made from a thin silica wafer, and each type has a different surface structure, with smooth periodic features that can be smaller than the wavelength of the laser light. A continuous surface relief structure is a common feature. Using NOI codes, each element is designed for a specific function and application. The micron and sub-micron scale surface contours are produced by ion beam etching in a process similar to semiconductor etching processes using photo-resist. The exposure of the photo-resist is accomplished via holography or laser writing. The high surface finish provides the high degree of laser damage resistance.

In the Atomic Force Microphotographs on the front page, the square of anti-reflection structure is 2 microns on a side, and the beam sampler square is 20 microns on a side.

The DOEs have been proved on



■ Top right image.

$t = 0.4$ seconds. \bar{n}_e is now at $4 \times 10^{19} \text{.m}^{-3}$. Divertor plasma is now elongated away from the divertor plate, towards the divertor throat. Peak H_{α} radiation emission is still from plasma in contact with divertor plate, but there is increased interaction with the oblique plate.

■ Bottom left image.

$t = 0.6$ seconds. \bar{n}_e is now at $5.02 \times 10^{19} \text{.m}^{-3}$. Plasma is almost completely detached from the horizontal plate. Peak of H_{α} emission is roughly in the centre of the divertor box.

■ Bottom right image.

$t = 0.7$ seconds. \bar{n}_e has increased to $5.56 \times 10^{19} \text{.m}^{-3}$. Plasma is well detached from all divertor components. Maximum radiation emission

is from the throat of the divertor.

The recording equipment is calibrated, so that absolute radiated power profiles and measurements can be made from these images.

Possible methods for modifying detachment behaviour on TdeV could include plasma heating by RF injection, divertor biasing, or altering radiation levels from the plasma edge.

Further information: Barry Stansfield, Group Leader - Edge Plasma, or Fernando Méo.

Stansfield: (514) 652-8735, Fax (514) 652-8625, e-mail = stansfield@cCFM.ireq.ca

Méo (514) 652-1309, (same fax), e-mail = meo@cCFM.ireq.ca.

Princeton Tritium Plant

Princeton's Tritium Purification System (TPS) has begun processing tritium-bearing exhaust gases from the TFTR tokamak, located at Princeton Plasma Physics Laboratory (PPPL). The TPS, designed and built for PPPL by the Canadian Fusion Fuels Technology Project (CFFTP), will extract tritium from TFTR torus exhaust gases for recycling as tokamak fuel, when TFTR is being fuelled with tritium-deuterium mixtures. The tritiated gases used for commissioning were stored from TFTR's previous tritium shots. The TPS uses advanced cryogenic distillation technology developed in Canada at Ontario Hydro Technologies.

Further information from Dr. Hank Brunnader, (905) 855-4720, fax (905) 823-9644.

National Fusion Program

Director, Dr. David P. Jackson

The National Fusion Program (NFP) co-ordinates and supports fusion development in Canada. NFP was established to develop Canadian fusion capability, in industry and in research and development centres. NFP develops international collaboration agreements, and assists Canadian fusion centres to participate in foreign and international projects.

NFP is managed for Canada by Atomic Energy of Canada Limited. Federal funding is provided by Natural Resources Canada through the Panel on Energy Research and Development.

'FusionCanada' Bulletin

'FusionCanada' is available free to interested persons. It is published four times each year, in French and English editions. Write to NFP Office, 'Bulletin Subscriptions' (see Contact Data). Please specify French or English edition, (or both if desired), and number of copies if several are required.

Editors are invited to freely use or reprint items from 'FusionCanada'. Please credit 'FusionCanada' and National Fusion Program of Canada. Please also send to the NFP office a copy of the publication, or a proof or copy of the printed piece.

Contact Data

National Fusion Program

National Fusion Program
AECL
Chalk River Laboratories
Station F4A
Chalk River, Ontario
Canada K0J 1J0

Program Office: (613) 584-8036
Fax: (613) 584-4243

Dr. David Jackson
Director - National Fusion Program
(613) 584-8035

Dr. Charles Daughney
Manager - Magnetic Confinement
(613) 584-8037

Dr. Gilbert Phillips
Manager - International Program
(613) 584-8038

Dr. William Holtslander
Manager - Fusion Fuels
(613) 584-8039

CCFM
Centre canadien de fusion magnétique

CCFM
1804, montée Ste-Julie
Varenes, Québec
Canada J3X 1S1

Dr. Richard Bolton
CCFM Director-General
(514) 652-8701

Dr. Réal Décoste
CCFM Director-Operations
(514) 652-8715

Dr. Brian Gregory
CCFM Director-Research
(514) 652-8729

Secretariat: (514) 652-8702
Fax: (514) 652-8625

CFFTP
Canadian Fusion Fuels Technology Project

CFFTP
2700 Lakeshore Road West
Mississauga, Ontario
Canada L5J 1K3

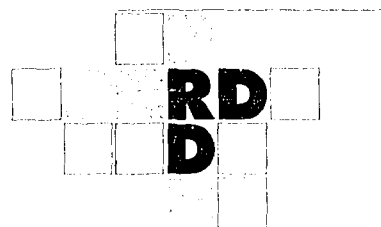
CFFTP Program Manager
Dr. Donald Dautovich
(905) 855-4700

Enquiries: (905) 855-4701
Fax: (905) 823-8020

FusionCanada Office

Macphee Technical Corp.
80 Richmond Street West
Suite 1901
Toronto, Ontario
Canada M5H 2A4

Telephone: (416) 777-1869
Fax: (416) 777-9804



Ce Bulletin est aussi
disponible en français



Printed in Canada
on recycled paper

(MS)

FusionCanada

Bulletin du Programme national de fusion

Numéro 29, octobre 1995

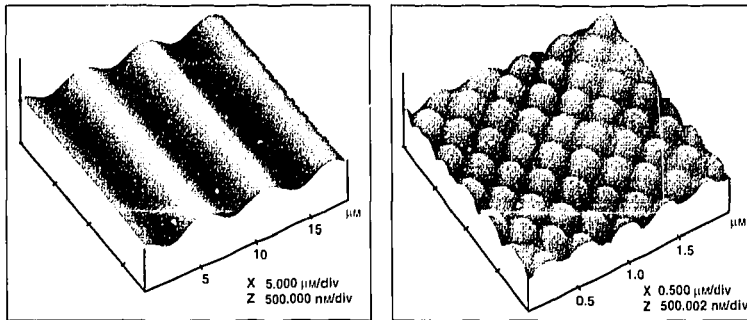
Dans ce numéro

- Accords Canada-Europe sur la fusion : nouvel accord de cinq ans en R-D participation à ITER avec l'Europe
- Remise en service du tokamak STOR-M
- Colloque Canada-É.-U à Montréal

- À L'INTÉRIEUR : Images du décollement du plasma d'un déflecteur
- Éléments optiques pour laser de grande puissance
- Pompage de l'hélium aux déflecteurs avec plasma décollé

ISSN 0835-4898

Éléments optiques canadiens pour laser de grande puissance



Photographies au microscope à forces atomiques de la surface d'éléments optiques à diffraction réalisés à Ste-Foy (Québec). (À droite) Structure antiréflexion. Chaque «dôme» a 0,3 micron de diamètre. (À gauche) Échantillonneur de faisceau sinusoïdal de période voisine de 6 microns. (Article à l'intérieur.)

NOUVELLES INTERNATIONALES

Signature de nouveaux accords de collaboration Canada-Europe en fusion

Accord de collaboration de cinq ans en R-D

Accord de participation à ITER

Les deux accords suivants ont été signés à Bruxelles, le 25 juillet.

■ **Mémorandum d'entente**, favorisant la collaboration en recherche et développement dans le domaine de la fusion, entre le gouvernement du Canada et la Communauté européenne de l'énergie atomique (EURATOM).

■ **Accord de mise en oeuvre** entre la société Énergie atomique du Canada Limitée (ÉACL) et EURATOM pour la collaboration aux activités d'étude d'ingénierie (EDA) pour le réacteur thermonucléaire expérimental international (ITER).

M. Jacques Roy, ambassadeur du Canada auprès de l'Union Européenne, a signé les accords au nom du gouvernement du Canada et de l'ÉACL, qui exploite le Programme national de fusion du Canada. Mme Edith Cresson, membre de la Commission européenne pour la Recherche et l'Éducation, a signé les accords au nom d'EURATOM.

L'ÉACL est chargée de l'application du Mémorandum d'entente (MDE) et de l'accord de mise en oeuvre relatif à ITER au nom du gouvernement du Canada, par l'intermédiaire du Programme national de fusion.

suite à l'intérieur

Collaboration Canada-Europe en fusion



Signature d'accords Canada-Europe à Bruxelles, le 25 juillet.

M. Jacques Roy (assis, à droite), Ambassadeur du Canada auprès de l'Union Européenne, et Mme Edith Cresson, de la Commission Européenne pour la Recherche et l'Éducation, ont signé le Mémorandum d'entente pour la R-D en fusion et un accord de participation à ITER.



Signature de nouveaux accords de collaboration Canada-Europe en fusion

suite

Responsable des programmes de R-D de l'Europe en fusion, EURATOM est chargée de l'application du MDE et de l'accord de mise en œuvre relatif à ITER au nom de l'Europe.

Négocié au cours des trois dernières années, le MDE vise à faciliter la collaboration dans la recherche et les échanges techniques entre les sociétés, les universités et les centres de fusion subventionnés par l'État au Canada et en Union Européenne, dans le cadre des programmes de fusion respectifs.

D'une durée de 5 ans, le MDE prévoit l'adoption d'accords individuels de mise en œuvre pour la collaboration dans des projets ou entreprises spécifiques. L'accord de participation à ITER mentionné ci-dessus est le premier de ces accords de mise en œuvre du MDE. Il permet au Programme national de fusion du Canada de participer aux activités d'étude d'ingénierie (EDA) pour ITER comme partie intégrante d'EURATOM. Les principaux participants canadiens sont le CCFM (Centre canadien de fusion magnétique) et le CFFTP (Projet canadien sur la technologie des combustibles thermonucléaires), avec l'apport d'établissements privés, publics et universitaires.

L'apport canadien est axé sur la technologie du tritium, la physique de la fusion, la télémanipulation, l'ingénierie des installations de fusion et de tritium et les divers aspects de la sécurité, en particulier la sécurité professionnelle, publique et environnementale. Dans le cadre de l'accord de participation aux activités EDA, le Canada mettra des ingénieurs et des scientifiques à la disposition de l'équipe commune ITER.

Domaines spécifiques couverts par le MDE

Le MDE couvre les domaines de collaboration Canada-EURATOM suivants :

- tokamaks
- physique du plasma
- technologie de fusion
- combustibles thermonucléaires
- autres filières possibles de production d'énergie de fusion

Activités de collaboration envisageables :

- participation de chaque partie aux projets, expériences ou études de l'autre
- participation de chaque partie à la contribution de l'autre à des programmes de fusion d'un tiers (Cette disposition met en vigueur l'accord Canada-Europe de participation aux activités EDA pour ITER.)
- réalisation de projets, expériences ou études en commun
- transferts de tritium ou de matériel relié au tritium
- mise à disposition et échange :
 - de chercheurs, d'ingénieurs et d'autres spécialistes
 - de matériel, d'instruments, de matières premières, de combustibles et de pièces de rechange
 - de renseignements et de données

D'autres domaines et activités techniques peuvent être ajoutés par accord mutuel.

Les chercheurs canadiens dans le domaine de la fusion sont heureux de voir se poursuivre avec leurs homologues et collègues européens une collaboration mutuellement bénéfique.

SASKATCHEWAN

Remise en service de STOR-M à l'Université de la Saskatchewan

Le tokamak STOR-M a été remis en service cet été, après un arrêt de 10 mois destiné à y apporter des modifications et des perfectionnements.

On y a installé l'injecteur de toroïde compact orientable, ainsi que de nouveaux bobinages de champ toroïdal, des alimentations et des diagnostics. Le laboratoire du plasma de l'Université est dirigé par le professeur Akira Hirose.

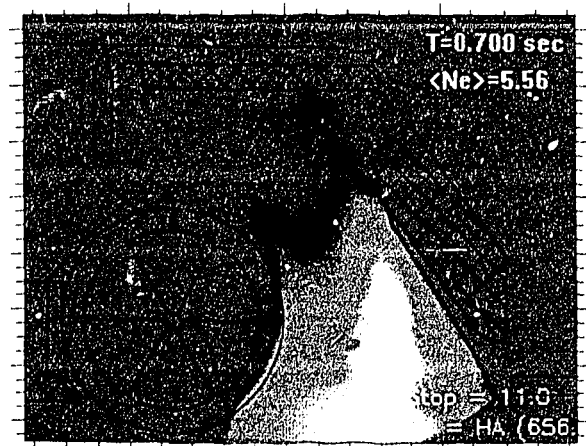
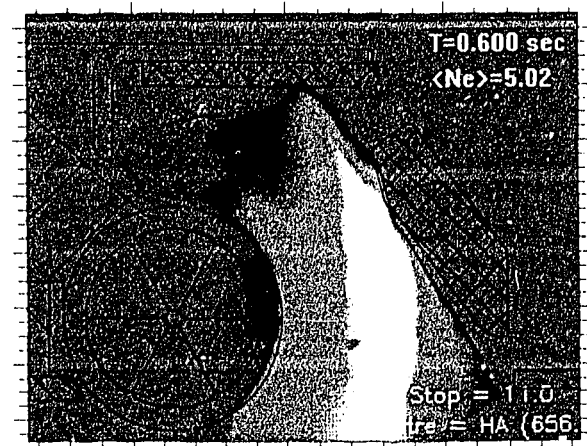
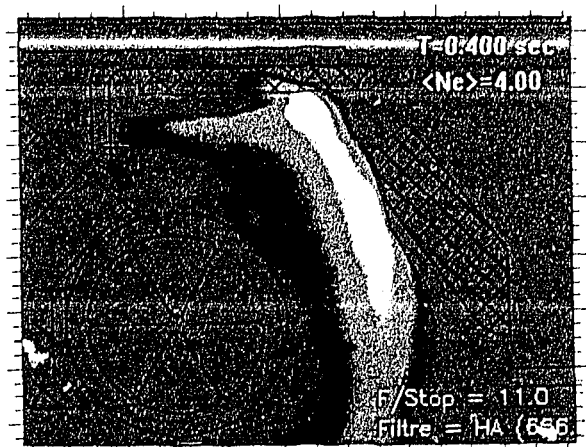
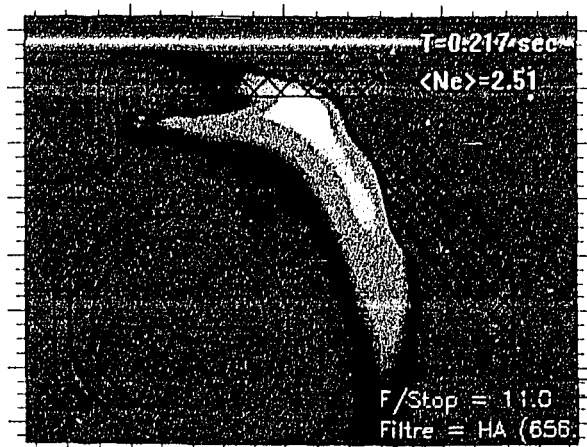
En août, on a procédé à des décharges plasma en mode de courant alternatif (CA) dans la machine STOR-M améliorée. Le professeur O. Mitarai, de l'Université Kyushu Tokai à Kumamoto (Japon), était venu participer aux expériences. Certains pensent que le mode CA pourrait permettre le fonctionnement continu des tokamaks sans recourir à des techniques d'entraînement de courant non inductives (HF ou faisceau de neutres), peu efficaces avec la technologie actuelle. On savait déjà que le mode CA risquait de s'accompagner d'une production excessive d'impuretés par les courants de paroi au moment de l'inversion du courant principal. Or, lors des récentes expériences en mode CA effectuées avec STOR-M, l'inversion du courant de plasma n'a provoqué ni accumulation d'impuretés dans le plasma, ni instabilités MHD. Le professeur Mitarai reviendra au cours de l'année pour participer à d'autres expériences en mode CA avec STOR-M. Ses visites sont parrainées par la Société japonaise pour la promotion de la science.

Les toutes premières expériences en mode CA avaient été effectuées, il y a quelques années, avec le tokamak STOR-1M, le prédécesseur de STOR-M. Depuis, le JET, en Europe, a atteint le mode CA avec un courant de plasma de ± 2 MA. Plus récemment, le tokamak CT-B de l'Academia Sinica de Beijing, en Chine, a aussi montré que l'inversion forcée du courant plasma (donnant un fonctionnement tokamak en mode CA) ne provoquait ni instabilités MHD, ni accumulation d'impuretés dans le plasma. Un groupe de l'Université de Nagoya, au Japon, sous la direction du professeur Takamura, étudie également le fonctionnement des tokamaks en mode CA.

D'importantes modifications ont été apportées à la chambre de plasma de STOR-M, lors de l'arrêt, pour per-

Images vidéo du décollement du plasma dans les déflecteurs de TdeV

Le plasma se décolle d'autant plus que la densité du plasma principal augmente



Ces quatre images ont été prises durant un même tir sur TdeV au moyen d'une caméra vidéo numérisant en temps réel. Elles montrent le déflecteur supérieur de TdeV et fournissent une preuve visuelle du décollement du plasma de la plaque du déflecteur, ainsi qu'on l'avait déjà observé sur TdeV en mars 1994 avec la configuration de déflecteur précédente. Ces images en fausses couleurs montrent le profil d'intensité de la raie d'émission H_α (654 nm) du plasma du déflecteur. Les zones jaune-blanc correspondent à l'émission la plus intense (plasma chaud et dense), tandis que les zones bleu clair correspondent à l'émission la moins intense (plasma froid et dilué). La caméra est orientée selon une ligne

toroïdale, de sorte que les images représentent une vue en coupe du plasma dans le déflecteur. Les lignes noires ont été ajoutées pour montrer la position des éléments du déflecteur. La plaque horizontale (en graphite) est la zone hachurée mince à la partie supérieure des images. La plaque oblique, à droite, est en composite de carbone. L'objet circulaire correspond à la vue en coupe de l'une des bobines du déflecteur.

Les images montrent un décollement progressif du plasma de la plaque de neutralisation dans le déflecteur. À mesure que la densité du plasma principal de TdeV augmente durant la montée linéaire du courant de plasma de l'impulsion tokamak, le contact du plasma avec la plaque horizontale

diminue tandis que le contact avec la plaque oblique augmente, jusqu'à ce que le décollement soit complet.

Le décollement du plasma sera indispensable dans un réacteur de fusion pour minimiser la déposition de puissance sur les surfaces des déflecteurs et l'érosion de ces surfaces.

Séquence des images

■ Image supérieure gauche

Début du tir, $t = 0,217$ seconde. Densité du plasma principal (moyenne de ligne) : $\bar{n}_e = 2,51 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$. Le plasma du déflecteur est en forte interaction avec la plaque supérieure.

■ Image supérieure droite

$t = 0,4$ seconde. La densité \bar{n}_e atteint $4 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$. Le plasma du

boratory (LLNL) aux États-Unis, dont le seuil de détérioration s'est révélé extrêmement élevé dans un faisceau laser de grande énergie (86 joules.cm⁻², longueur d'onde de 1,064 micron, impulsions de 10 ns).

Gentec Inc. se spécialise dans la conception et la fabrication d'instruments pour l'échantillonnage et l'analyse des faisceaux laser. Cette société a fourni des instruments de mesure d'énergie de faisceau laser pour le laser japonais Gekko (Osaka), le laser OMEGA (Université de Rochester, É.-U.) et a signé avec le LLNL un contrat de fourniture de calorimètres de faisceau laser.

Renseignements : Michel Giroux, Gentec Inc., 2625 rue Dalton, Ste-Foy (Québec), Canada G1P 3S9. Téléphone (418) 651-8003, fax (418) 651-6695, ou Pierre Langlois, Institut national d'optique, Ste-Foy (Québec), téléphone (418) 657-7006, fax (418) 657-7009.

NOUVELLES INTERNATIONALES

Colloque Canada-États-Unis sur la fusion

**Fusion Power Associates (É.-U.)
Association nucléaire
canadienne/Société nucléaire
canadienne
du 6 au 8 septembre, à Montréal**

Plus de 100 personnes ont assisté au colloque, dont un certain nombre de personnalités de programmes de fusion internationaux.

L'Académicien Evgeny Velikhov, de Russie, président du Conseil d'ITER, a parlé sans détour de l'avenir de la collaboration ITER et des possibilités de passer à la phase de construction d'ITER à la fin des activités d'étude d'ingénierie (EDA). L'équipe commune chargée de la conception d'ITER maintient les objectifs actuels de conception et de fonctionnement pour ITER (durée de combustion de 1000 secondes et production de tritium combustible) et d'utilisation des technologies éprouvées pour construire ITER. Selon le rapport provisoire publié cette année, la construction d'ITER pourrait coûter dans ces conditions entre 5,05 et 6,6 milliards

de dollars américains (1989). La Fédération de Russie continuera de participer aux activités EDA, mais, pour des raisons financières, ne peut pas s'engager à assumer un quart du coût de construction du réacteur ITER.

M. Velikhov a parlé de la possibilité de partager les coûts de construction d'ITER avec d'autres pays (en plus de l'Europe, des É.-U., de la Russie et du Japon). Un certain nombre de pays se sont en effet dits intéressés à participer à la construction d'ITER. Selon M. Velikhov, l'organisation qui construira ITER pourrait être différente de celle qui a lancé le projet et qui procède actuellement aux activités EDA.

Avant le colloque, M. Velikhov a visité les installations de tritium d'Ontario Hydro à Darlington, qui ont produit jusqu'à présent environ 140 millions de curies de tritium par détritiation de l'eau lourde venant des réacteurs CANDU. Au cours du colloque, M. Velikhov a fait remarquer qu'il était impressionné par la technologie du tritium du Canada et par la manipulation et le stockage courants de grande quantité de tritium dans des installations nucléaires commerciales.

Mme N. Anne Davies (US Department of Energy), responsable du programme de fusion des États-Unis, a présenté les grandes lignes des travaux dans le domaine de la fusion aux États-Unis et a évoqué la possibilité d'une réduction du financement du programme de fusion américain. M. S. Matsuda, responsable de l'équipe ITER du Japon, a présenté l'organisation du programme de fusion du Japon, l'état d'avancement de ses nombreux projets et la participation du Japon à ITER. Le Japon, a-t-il déclaré, s'est fixé comme objectif de construire un réacteur thermonucléaire opérationnel d'ici l'année 2030 environ.

La rencontre fut d'une grande richesse scientifique et technique. Les délégués ont été particulièrement intéressés par de récents rapports d'amélioration spectaculaire du confinement de l'énergie et des particules dans un certain nombre de tokamaks aux États-Unis, dont TFTR, Alcator C-MOD et DIII-D. Un mode

de fonctionnement particulier, avec «confinement amélioré par inversion du cisaillement», obtenu en modifiant le profil radial du courant de plasma, semble en être la cause. Divers conférenciers ont souligné les conséquences intéressantes du phénomène. Durant les pauses du programme officiel, certains délégués ont exprimé l'idée qu'une exploitation fiable du «confinement amélioré par inversion du cisaillement» pourrait permettre de réduire de 50 % le coût d'un tokamak à «plasma en combustion».

Des délégués du Canada ont présenté des communications sur divers sujets, en particulier :

- des expériences élaborées de contrôle des défecteurs et de décollement du plasma des défecteurs sur TdeV, au CCFM. (Voir les articles correspondants.)
- la technologie et la recherche relatives au tritium au Canada.
- les progrès dans l'alimentation des tokamaks par toroïde compact

M. Réal Décoste, du CCFM, a présenté un rapport sur TdeV-96, amélioration en cours de TdeV. TdeV-96 pourrait être utilisé pour le programme de recherche sur le plasma de bord et les défecteurs pendant les cinq prochaines années; on pourrait commencer à envisager divers scénarios de tokamak évolué. M. Décoste a aussi mentionné une proposition de tokamak beaucoup plus grand, TdeV-M, pour remplacer TdeV-96 au début du siècle prochain. Tel qu'on l'envisage aujourd'hui sur le papier, TdeV-M aurait un volume de plasma plus de dix fois plus important que celui de TdeV-96, avec plusieurs mégawatts de chauffage auxiliaire HF et un défecteur très évolué.

Ce fut une rencontre des plus satisfaisantes. Les commentaires sans détour des responsables des programmes concernant le financement et la politique de la R-D en matière de fusion ont été bien accueillis par les délégués. Le contenu technique était excellent et d'actualité. Stephen Dean (président de Fusion Power Associates) et Guy LeClair (Société nucléaire canadienne) ont été applaudis pour ce colloque très intéressant.

mettre l'installation du nouvel injecteur de toroïde compact (TC) destiné à des expériences de chauffage du plasma et d'entraînement du courant. Un TC est un toroïde de plasma indépendant injecté dans le plasma du tokamak avec une vitesse pouvant atteindre 200 km.s^{-1} . Le nouvel injecteur de TC est orientable et peut envoyer des TC perpendiculairement au plasma ou selon un angle presque tangentiel. Les expériences d'injection de TC commenceront bientôt. Le programme expérimental prévoit l'étude systématique des angles d'injection permettant d'optimiser l'alimentation du tokamak en combustible, l'entraînement de courant et la réduction de l'activité MHD au moment de la jonction des champs électromagnétiques du CT (qui lui sont propres) avec ceux du plasma du tokamak.

Études théoriques

Le groupe du professeur Hirose a procédé récemment à des études théoriques dans trois domaines :

- les effets de la rotation du plasma sur le mode bloqué;
- la stabilité de dérive et de ballonnement du mode ionique chaud;
- les instabilités de bord sans collisions avec des gradients de densité élevés.

Renseignements : Akira Hirose, groupe Plasma, Université de la Saskatchewan, téléphone (306) 966-6414, fax (306) 966-6400, e-mail = hirose@sask.usask.ca.

CCFM - Centre canadien de fusion magnétique

Pompage de l'hélium par les déflecteurs de TdeV à plasma décollé

Ayant appris à décoller de manière fiable le plasma des plaques de déflecteur, de nombreux centres de fusion se concentrent maintenant sur la réponse à une question tout aussi importante : le déflecteur peut-il toujours pomper l'hélium lorsque le plasma est décollé?

Selon les résultats obtenus récemment avec TdeV, la réponse est affirmative. Mais il reste encore à améliorer l'extraction de l'hélium du plasma.

Le pompage de l'hélium est une fonction vitale des déflecteurs, car l'accumulation de cette «cendre» dans le plasma des réacteurs «empoisonnerait» la réaction de fusion et l'arrêterait. Les déflecteurs doivent donc **retenir** l'hélium pour pouvoir ensuite le pomper. Or, avec l'hélium, les déflecteurs pompent inévitablement du deutérium (combustible).

Certaines mesures effectuées lors des essais de décollement du plasma des plaques de déflecteur de TdeV, en août, portaient sur la rétention et le pompage de l'hélium et du deutérium par les déflecteurs.

On a constaté que le décollement du plasma n'avait pas d'effet sur l'extraction de l'hélium du plasma principal par les déflecteurs. Les déflecteurs de TdeV renaient le deutérium et l'hélium dans le même rapport de 6/1, avec ou sans décollement du plasma, et les débits de pompage n'étaient pas non plus affectés par le décollement. Ce rapport de 6/1 se maintient sur l'intervalle de densité du plasma principal de $3 \text{ à } 6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$. Une densité de $5 \text{ à } 6 \times 10^{19} \text{ m}^{-3}$ convient aux modèles de réacteur de fusion actuels. La polarisation électrique du plasma améliore la rétention absolue du deutérium et de l'hélium dans les déflecteurs.

Il reste donc à réduire la rétention du deutérium par rapport à l'hélium, de façon à obtenir un rendement de pompage de l'hélium satisfaisant pour un réacteur thermonucléaire. Avec le rapport de 6/1, les pompes d'un réacteur thermonucléaire extraient une quantité excessive, inacceptable, de deutérium-tritium en même temps que l'hélium.

Renseignements : Réal Décoste, directeur de l'exploitation, téléphone (514) 642-8715, fax (514) 652-8625, e-mail = decoste@ccfm.ireq.ca.

L'INDUSTRIE ET LA FUSION

Éléments optiques pour applications FCI



Divers éléments optiques à diffraction en verre de silice hautement résistants ont été élaborés au Canada pour l'utilisation avec les lasers industriels de grande puissance. Ces éléments optiques sont bien adaptés à la recherche en fusion par confinement inertiel (FCI). Ils sont conçus et fabriqués conjointement par Gentec Inc. et par l'Institut national d'optique de Ste-Foy, au Québec.

Il existe deux types d'élément optique à diffraction (EOD) : les échantillonneurs hc graphiques de faisceau laser et les réseaux antiréflexion (photographies à la première page). La même technologie Gentec/INO permet de fabriquer deux autres types d'EOD pour les chercheurs en FCI : un apodiseur de faisceau laser et un séparateur d'harmoniques laser.

Chaque EOD est constitué d'une mince tranche de silice traitée en surface pour donner une structure périodique dont la période peut être inférieure à la longueur d'onde de la lumière laser. La structure du relief est continue. Chaque élément est conçu pour une fonction et une application spécifique à l'aide de codes de l'INO. Le relief micronique et submicronique est obtenu par un procédé de gravure par faisceau d'ions, similaire à celui de réalisation des circuits à semi-conducteur, en utilisant l'exposition holographique ou laser d'un film sensible. La haute qualité de la surface obtenue confère une très grande résistance à la détérioration par les faisceaux laser.

Dans les photographies au microscope à forces atomiques (première page), le carré de structure antiréflexion a 2 microns de côté et le carré d'échantillonneur de faisceau, 20 microns.

Les EOD ont été testés avec une variété de lasers de grande énergie (de l'ordre du mégajoule). C'est le cas, par exemple, de l'échantillonneur holographique de faisceau testé par le Lawrence Livermore National La-



défecteur s'allonge, en s'écartant de la plaque du déflecteur, en direction de la gorge. Le maximum de l'émission H_{α} se trouve encore au contact de la plaque de déflecteur, mais l'interaction avec la plaque oblique augmente.

■ Image inférieure gauche

$t = 0,6$ seconde. La densité \bar{n}_e est égale à $5,02 \times 10^{19} \cdot m^{-3}$. Le plasma est presque complètement décollé de la plaque horizontale. Le maximum de l'émission H_{α} se trouve à peu près au centre de l'enceinte du déflecteur

■ Image inférieure droite

$t = 0,7$ seconde. La densité \bar{n}_e atteint maintenant $5,56 \times 10^{19} \cdot m^{-3}$. Le plasma est bien décollé de tous les éléments du déflecteur. Le maximum d'émission H_{α} se trouve dans la gorge du déflecteur.

Le matériel d'enregistrement est

étaïonné pour qu'on puisse extraire des images les profils de puissance rayonnée absolue.

Certaines méthodes pourraient permettre de modifier le comportement de décollement sur TdeV. Citons le chauffage du plasma par injection HF, la polarisation par déflecteur ou une réduction des niveaux de rayonnement du plasma de bord. On a déjà obtenu certains résultats préliminaires par ces méthodes. La recherche se poursuivra l'année prochaine sur TdeV-96, avec une configuration de déflecteur plus souple.

Renseignements : Barry Stansfield, chef de groupe - plasma de bord, ou Fernando Meo. B. Stansfield : (514) 652-8735, fax (514) 652-8625, e-mail = stansfield@ccfm.ircq.ca; F. Meo : (514) 652-1309, même numéro de fax, e-mail = meo@ccfm.ircq.ca.

Le Programme national de fusion

Directeur, M. David P. Jackson

Le programme national de fusion (PNF) coordonne et soutient le développement de la fusion au Canada. Le PNF a été créé afin de développer le potentiel canadien dans le domaine de la fusion, dans l'industrie et dans les centres de recherche et de développement. Il élabore des ententes de coopération internationales et aide les centres canadiens de fusion à participer à la réalisation de projets étrangers et internationaux.

Le PNF est administré pour le Canada par l'Énergie Atomique du Canada Limitée. Le financement fédéral est assuré par Ressources naturelles Canada, par l'entremise du Comité interministériel de la recherche et du développement énergétiques.

Le Bulletin "FusionCanada"

'FusionCanada' est publié gratuitement chaque trimestre, en français et en anglais, à l'intention des personnes qui s'intéressent à la fusion. Pour l'obtenir, on est prié d'écrire au bureau du PNF, en indiquant sur l'enveloppe la mention "Abonnements au Bulletin" (voir liste des contacts) et en précisant dans quelle(s) langue(s) on désire le recevoir, de même que le nombre d'exemplaires souhaité.

Les rédacteurs sont invités à utiliser librement ou à reproduire des articles de "FusionCanada". Nous leur demandons, cependant, de mentionner le fait que ces articles proviennent de "FusionCanada" et du Programme national de fusion du Canada, ainsi que de transmettre au bureau du PNF un exemplaire, une épreuve ou une copie de leur publication.

Système de tritium de Princeton

Le système de purification du tritium (TPS) de Princeton a commencé à traiter des gaz d'échappement tritiés du tokamak TFTR du PPPL (Princeton Plasma Physics Laboratory). Le système TPS, conçu et construit pour le PPPL par le CFFTP (Projet canadien sur la technologie des combustibles thermonucléaires), recyclera le tritium des gaz d'échappement du TFTR quand ce dernier utilisera comme combustible un mélange de tritium et de deutérium. Les gaz tritiés traités actuellement avaient été stockés lors de tirs antérieurs de TFTR avec du tritium. Le TPS utilise une technologie évoluée de distillation cryogénique mise au point au Canada par Ontario Hydro Technologies. *Renseignements : Hank Brunnader, téléphone (905) 855-4720, fax (905) 823-9644.*

Liste des contacts

Programme national de fusion

Programme national de fusion

EACL
Laboratoires de Chalk River
Station E4A
Chalk River (Ontario)
Canada K0J 1J0

Bureau du Programme : (613) 584-8036
Fax : (613) 584-4243

M. David Jackson
Directeur - Programme national de fusion
(613) 584-8035

M. Charles Daughney
Directeur - Confinement magnétique
(613) 584-8037

M. Gilbert Phillips
Directeur - Programme international
(613) 584-8038

M. William Holtslander
Directeur - Combustibles thermonucléaires
(613) 584-8039

CCFM
Centre canadien de fusion magnétique

CCFM
1804, montée Ste-Julie
Varenes (Québec)
Canada J3X 1S1

M. Richard Bolton
Directeur général du CCFM
(514) 652-8701

M. Réal Décoste
Directeur de l'exploitation du CCFM
(514) 652-8715

M. Brian Gregory
Directeur de la recherche du CCFM
(514) 652-8729

Secrétariat: (514) 652-8702
Fax: (514) 652-8625

CFFTP
Projet canadien sur la technologie des combustibles thermonucléaires

CFFTP
2700 Lakeshore Road West
Mississauga (Ontario)
Canada L5J 1K3

Directeur du CFFTP
M. Donald Dautovich
(905) 855-4700

Téléphone: (905) 855-4701
Fax: (905) 823-8020

Rédacteur de "FusionCanada"

MACPHEE Technical Corp.
80 Richmond Street West
Suite 1901
Toronto (Ontario)
Canada M5H 2A4

Téléphone: (416) 777-1869
Fax: (416) 777-9804



Imprimé au Canada
sur papier recyclé

This Bulletin is also
available in English.