



HAL
open science

ASPECTS TECHNIQUES D'UN RÉACTEUR THERMONUCLÉAIRE A CONFINEMENT MAGNÉTIQUE

C. Leloup

► **To cite this version:**

C. Leloup. ASPECTS TECHNIQUES D'UN RÉACTEUR THERMONUCLÉAIRE A CONFINEMENT MAGNÉTIQUE. Journal de Physique Colloques, 1977, 38 (C3), pp.C3-33-C3-42. 10.1051/jphyscol:1977304 . jpa-00217092

HAL Id: jpa-00217092

<https://hal.science/jpa-00217092>

Submitted on 4 Feb 2008

HAL is a multi-disciplinary open access archive for the deposit and dissemination of scientific research documents, whether they are published or not. The documents may come from teaching and research institutions in France or abroad, or from public or private research centers.

L'archive ouverte pluridisciplinaire **HAL**, est destinée au dépôt et à la diffusion de documents scientifiques de niveau recherche, publiés ou non, émanant des établissements d'enseignement et de recherche français ou étrangers, des laboratoires publics ou privés.

ASPECTS TECHNIQUES D'UN RÉACTEUR THERMONUCLÉAIRE A CONFINEMENT MAGNÉTIQUE

C. LELOUP

Association EURATOM-CEA sur la Fusion
Département de Physique du Plasma et de la Fusion Contrôlée,
Centre d'Etudes Nucléaires, BP 6, 92260 Fontenay aux Roses, France

Résumé. — Après un bref rappel sur les généralités du réacteur à fusion, une comparaison est présentée entre plusieurs études de réacteur. On discute ensuite les problèmes posés par le divertor, l'enveloppe fertile, les bobinages électromagnétiques et l'effet des radiations sur les matériaux.

Abstract. — After some generalities on fusion reactor, a comparison is given between several system studies. Then, are discussed, the divertor, the blanket, the magnets and radiation damages on materials.

1. **Introduction.** — Les principes de la fusion thermonucléaire contrôlée et du confinement magnétique sont supposés connus [1] et ne seront pas rappelés ici. Les généralités sur le réacteur à fusion ont fait l'objet d'un grand nombre de publications, on peut se reporter par exemple à [3, 4, 5]. Nous nous contenterons dans cette introduction d'énumérer un certain nombre de restrictions qui conduiront au type de réacteur relativement bien défini qui a suscité le plus grand nombre d'études pour le moment :

— Nous nous restreindrons donc ici au cas du confinement magnétique par opposition au *confinement inertiel* (fusion laser, électrons relativistes).

— Nous nous limiterons aussi au cas du réacteur continu ou quasi continu (temps de confinement $\tau > 1$ s, densité du plasma $n \approx 10^{14}$ ions/cm³ ; rappelons que le critère de Lawson pour un bilan positif d'énergie conduit à $n\tau > 10^{14}$ s.cm⁻³ pour la réaction DT et à une température d'environ 10 keV).

— Niveau de champ magnétique : le champ magnétique est limité par des considérations techniques : pour le réacteur continu l'emploi de matériaux supraconducteurs pour réaliser l'aimant s'impose et, dans l'état actuel des progrès de l'industrie des supraconducteurs, les études de réacteurs se concentrent, tant que la physique le permet, sur l'emploi du NbTi donc de niveaux de champ relativement faibles < 90 kG au conducteur, 40 kG au cœur du plasma. Quelques études reposent néanmoins sur l'emploi du NbSn qui permet d'accéder à des niveaux de champ plus élevés (150 kG au conducteur) mais n'a pas encore permis de réalisations importantes.

— Choix de la réaction : tous les systèmes de confinement magnétique sont limités en pression plasma ($nk(T_e + T_i)$) ; la réaction D-T (1) qui se

produit à plus basse température et à $n\tau$ plus faible sera la première possible car elle permet des taux de réaction de deux ordres de grandeur supérieurs aux réactions D-D et D-³He pour une pression plasma limite donnée



— Confinement toroïdal : bien que les machines droites à *miroirs* n'aient pas encore dit leur dernier mot et soient toujours, au moins aux Etats-Unis, l'objet de recherches importantes, nous nous limiterons au confinement toroïdal de type Tokamak [1, 2] qui apporte actuellement les meilleurs résultats et a suscité le plus grand nombre d'études de réacteur.

— Rappelons que dans le Tokamak : l'anneau de plasma est parcouru par un courant I_p induit par un transformateur dont le plasma constitue le secondaire, l'équilibre de l'anneau de plasma est assuré par un réglage approprié du champ de fuite du transformateur ; pour des raisons de stabilité un champ toroïdal B_T de plusieurs teslas est superposé.

— Régime d'ignition : la réaction D-T libère un neutron porteur de 14,1 MeV et un noyau d'hélium 4 porteur de 3,5 MeV et soumis au confinement magnétique. On appelle régime d'ignition un régime où l'énergie apportée par le noyau d'hélium est communiquée au plasma (par collision entre particules chargées) et est suffisante pour compenser les pertes. C'est un régime auto-entretenu auquel il suffit d'apporter du combustible frais.

Dans une première partie, on dressera une liste des composants du réacteur thermonucléaire à confinement magnétique de type Tokamak (réaction D-T).

Dans une deuxième partie on donnera une idée des caractéristiques en comparant quelques-unes des études du réacteur effectuées à ce jour.

Dans une troisième partie les principaux problèmes techniques et les solutions envisagées seront passés en revue.

2. **Généralités.** — Compte tenu des considérations précédentes, le réacteur se présentera comme un ensemble de tores emboîtés correspondant aux fonctions suivantes (en partant du tore interne).

Un plasma (température ≈ 10 keV soit $\approx 10^8$ K).

La première paroi protégeant le plasma du monde extérieur.

Une enveloppe fertile qui possède deux fonctions :

— convertir l'énergie dirigée des neutrons en énergie thermique (l'enveloppe sera refroidie par un fluide primaire),

— permettre la régénération du tritium au fur et à mesure des besoins grâce aux réactions des neutrons sur le lithium.

Une couche de protection qui arrête les neutrons et les γ émis dans l'enveloppe sous l'effet du bombardement neutronique afin de protéger le matériau supraconducteur contre la dégradation de ses propriétés, la détérioration de l'isolant et l'échauffement.

Les conducteurs qui réalisent :

— la configuration de confinement,
— le primaire du transformateur et le réglage du champ de fuite,
— le dispositif magnétique servant à guider les fuites de plasma, *divertor*, vers des endroits spécialement aménagés.

Les dimensions optimales d'un réacteur à fusion ont été discutées dans plusieurs études [3, 4] et ne seront pas reprises ici. Il suffit de rappeler que l'épaisseur e de l'enveloppe fertile est fixée par la profondeur de pénétration des neutrons de 14 MeV et que la tenue de la première paroi est limitée par la puissance neutronique par cm^2 . Dans ces conditions, pour une qualité de plasma donnée, la puissance du réacteur par unité de longueur du *cordon* de plasma est proportionnelle au rayon r du plasma alors que le coût de l'enveloppe fertile (toujours par unité de longueur) croît comme r pour $r \gg e$ et moins vite pour $r \leq e$. Une utilisation économique de l'enveloppe exige un rayon plasma suffisamment grand ($r \approx 2$ à $4 e$), et compte tenu des encombrements dans une géométrie torique conduit à des unités de ≈ 5 GW thermiques.

Les études de réacteurs à fusion peuvent se classer en deux catégories correspondant à deux démarches bien typées :

a) La recherche de solutions conservatrices, ce qui ne veut pas dire, loin de là, que tous les problèmes soient résolus : emploi d'aciers inoxydables pour la structure mécanique et la première paroi avec comme corollaire une température de fonctionnement dans l'enveloppe fertile *modeste*, et la recherche d'un matériau fertile solide pour éviter la corrosion de l'acier (oxyde mixte d'aluminium et de lithium,

par exemple) le fluide de refroidissement étant un gaz inerte (hélium).

b) Une extrapolation *raisonnable* à partir des techniques connues : emploi de matériaux réfractaires qui autorisent des flux d'énergie plus élevés, des températures de fonctionnement plus fortes et l'emploi de lithium liquide qui sert à la fois de matériau fertile et de fluide caloporteur.

Ces deux états d'esprit sont caractérisés respectivement, en particulier, par les études UWMAK II [6] et UWMAK III [7] réalisées à l'université de Wisconsin aux Etats-Unis. Des coupes schématiques de ces deux études sont représentées figures 1 et 2.

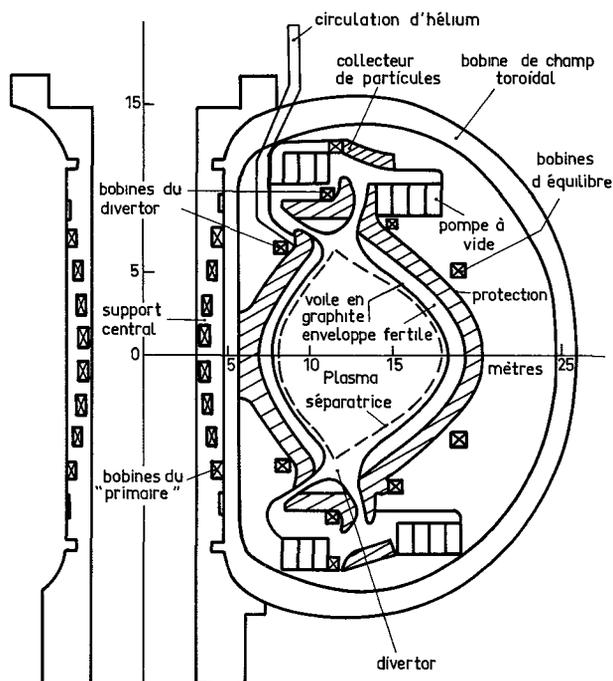


FIG. 1. — Section droite de l'étude UWMAK II.

On voit immédiatement que le réacteur type UWMAK III est plus compact que le plus classique UWMAK II. La section du plasma est allongée dans le sens vertical ce qui devrait permettre une densité de puissance plus élevée dans le plasma ($2,3 \text{ W/cm}^3$ au lieu de $0,78$).

Le flux d'énergie traversant la première paroi est en conséquence plus élevé (2 à $2,5 \text{ MW/m}^2$ au lieu de $1,2$).

Dans l'enveloppe de UWMAK III, la partie fertile est disposée dans ce que nous appellerons l'enveloppe externe ce qui autorise l'emploi d'une protection en carbone pour l'enveloppe interne et limite le démontage pour échange de la première paroi aux parties les plus accessibles, alors que dans UWMAK II tout devrait être démonté pour un tel échange.

3. **Caractéristiques du réacteur.** — La conférence de Novosibirsk [8] en août 1968 a provoqué la renaissance de l'espoir en la fusion thermonucléaire grâce

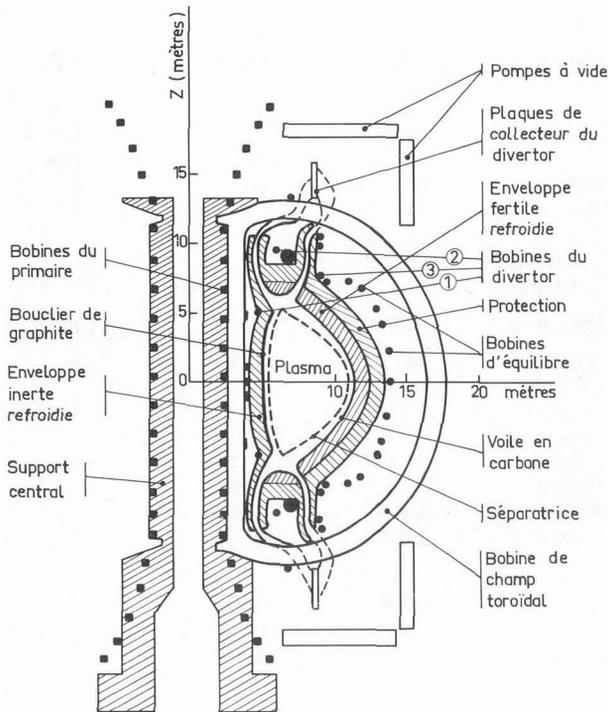


FIG. 2. — Section droite de l'étude UWMak III.

aux remarquables résultats des expériences Tokamak russes. La première conférence de technologie du réacteur qui a suivi à Culham [9] en septembre 1969 a marqué le début de toute une série d'études de réacteurs à fusion qu'il n'est pas possible de passer même rapidement en revue. Nous nous limiterons à un petit nombre d'entre elles présentées dans une série de tableaux qui illustrent les principales caractéristiques prévues pour le réacteur. On peut trouver plus de détails dans la référence [10]. Les études UWMak I, II et III [11, 6, 7] ont été effectuées à l'Université du Wisconsin (USA). On présente aussi une étude effectuée au Laboratoire de Princeton (USA) (PPPL) [12] et une autre au Japon [13] JAERI. Ces deux dernières, à plus fort champ, ne sortent du domaine que l'on s'est fixé dans l'introduction qu'en ce qui concerne le matériau supraconducteur employé. Par comparaison on donne les caractéristiques d'une expérience de physique actuellement en projet dans la Communauté Européenne [14] JET.

La lecture de ces tableaux appelle un certain nombre de commentaires :

— la taille du réacteur est grande comparée à la plus grosse expérience actuellement en projet (JET),
 — le fonctionnement est discontinu : ceci est dû premièrement au fait que le Tokamak étant un transformateur, le courant plasma (secondaire) est maintenu au prix d'une variation continue du flux du courant primaire, laquelle est limitée en amplitude pour des considérations technologiques (effort maximum admissible dans les conducteurs). Le fait que le système prévu pour empêcher les impuretés de

pénétrer dans le plasma (*divertor*) ne sera pas efficace à 100 % constitue la 2^e cause : il faudra arrêter la décharge lorsque les pertes d'énergie dues aux impuretés accumulées rendront le bilan d'énergie trop marginal,

— les épaisseurs de l'enveloppe fertile et de la protection sont voisines du mètre chacune,

— l'emploi du lithium liquide à la fois matériau fertile et réfrigérant dans UWMak I en présence du matériau de structure (inox.) n'est pas viable à cause des effets de corrosion même à la température relativement basse d'emploi (480 °C).

— la production de T en quantité suffisante (taux de production $\approx 1,1$) ne pose pas de problème même avec des faibles quantités de lithium comme dans UWMak II,

— le système de réfrigération comporte 3 boucles successives pour protéger l'extérieur des fuites de tritium.

4. Problèmes techniques et solutions envisagées. —

On passera en revue, dans cette partie, les aspects technologiques suivants :

- L'extraction des cendres et des fuites (divertor).
- L'enveloppe fertile : récupération d'énergie, production et extraction du tritium.
- Les bobinages électromagnétiques.
- L'effet des radiations sur les matériaux et en particulier sur la première paroi.

On ne parlera pas : de la phase d'ignition pour laquelle l'aspect physique des plasmas est encore imprécis (notons simplement que cette phase demandera l'installation de moyens de chauffage du plasma puissants : cf. tableau I), de l'alimentation en combustible en cours de cycle que presque tous les schémas de réacteurs présentent sous forme d'introduction de petites billes ($\varphi \approx 1$ mm) à grande vitesse (1 à $5 \cdot 10^6$ cm/s) et à haut taux de répétition (300/s) ni de la couche de protection de bobinages qui ne semble pas poser de problèmes particuliers.

On ne discutera pas non plus les problèmes d'environnement liés à la présence simultanée, d'une part de grosses quantités d'énergie stockée (dans les bobinages, dans le plasma, dans l'hélium liquide et sous forme potentielle dans les métaux liquides) et d'autre part de matériaux radioactifs (tritium, matériaux de structure activés); ces problèmes ont été examinés dans la référence [11] ainsi que ceux posés par l'échange périodique de certains éléments du réacteur, ils ne semblent pas présenter de difficultés insurmontables mais demandent des études plus approfondies que celles faites à ce jour.

4.1 LE DIVERTOR. — L'utilité du divertor est double : réduire le bombardement de la paroi en dirigeant les ions et les électrons qui diffusent dans une chambre appropriée, empêcher la pénétration des impuretés provenant de la paroi et qui détérioreraient le bilan énergétique en augmentant les pertes par rayonnement.

TABLEAU I

	UWMAK I	UWMAK II	UWMAK III	PPPL	JAERI	JET
R_p	13	13	8,1	10,5	10	2,96
a	5	5	2,7	3,25	2	1,25
b/a	1	1	2	1	1	1,68
B_T (kG)	38,2	35,7	40,5	60	60	34
I_p (MA)	21	14,9	15,6	14,6	8	4,8
n_e (10^{13} cm $^{-3}$)	8,6	7,7	8	10	12	5 (?)
T_i (keV)	11,1	13,2	11,4(18,4)	30	15	5
T_e (keV)	11,1	12	11,9(22,9)	30	15	5
$\beta = \frac{\text{pression plasma}}{B_T^2/2 \mu_0}$	0,052	0,065	0,058(0,083)	0,04	0,036	0,03
τ_E (s)	14,2	3,6	1,64	2 (?)	1,8	1
(Mécanisme)	Néoclassique modifiée	instabilités d'ions trappés	instabilités d'ions trappés			
Volume de plasma (m 3)	6 415	6 415	2 370	2 190	790	160
Poids du réacteur (t)	53 970	53 245	22 126	26 155	40 000	
Puissance thermique (GW)	5,000	5,000	5,000	5,305	2,000	
Puissance électrique (GW)	1,473	1,716	1,985	2,030	0,800	
CYCLE						
Durée (s)	5 790	5 730	1 900	6 000	6 000	
Temps de montée (s)	120	30	15	30	20	1
Temps à pleine puissance	5 400	5 400	1 800	5 820	5 880	20
PREMIÈRE PAROI						
Matériau	inox	inox	alliage TZM (Mo)	Pc16 + inox	Mo (alliage)	inconel
Épaisseur (cm)	0,25	0,15	0,15 (ext.)	0,08		0,5
Protection	non	voile de C	blocs de C	non	alliage Mo-C	
Flux de chaleur (MW/m 2)	0,23	0,034	0,44 (ext.)	0,35	0,40	
Flux de neutron (MW/m 2)	1,25	1,16	1,9	1,76	1,42	0,5
Durée de vie (ans)	2	2	1,5 (ext.) 30 (int.)			
Mécanisme dominant	perte de ductilité	perte de ductilité	fatigue			
Température (°C)	500	650	1 000	660	800	ambiante
ENVELOPPE FERTILE						
Épaisseur (cm)	73	89	externe 94/100	80	95	non
Matériau fertile	Li	LiAlO $_2$	Li	fiibe	Li $_2$ O	
Poids de lithium (t)	1 160	90	480	600	290	
Taux de production du tritium	1,49	1,1	1,1	1,04	1,24	
Température (°C)	360/490	520/1 100	630/980	600/800	500/800	
Séparation du T	yttrium	O $_2$ dans He	fenêtre de Nb	dissolution dans un sel		
Inventaire de T (kg) total pour le réacteur pour 1 heure de fonctionnement	17,5	11,4	7,2	2,6		
Multiplicateur de neutrons	non	Be	non	Be	non	
Température du multiplicateur de neutrons		580/595		600/800		
Réflecteur	inox	C	C		graphite	
Température du réflecteur (°C)	360-670	685-935	1 000		600-800	
Réfrigérant primaire	Li	He	Li (ext.) (+ He (int.))	He	He	
T entrée (°C)	360	370	630 490 (e) (i)	360	400	
T sortie (°C)	490	650	900 870 (e) (i)	640	700	
Puissance de pompage (MW) (e)	32	294 (th)	2	241 (th)		
Réfrigérant secondaire	Na	Na	Na			
3 e réfrigérant	vapeur	vapeur	He	vapeur	vapeur	
PROTECTION						
Épaisseur (cm)	78	89	100	80	95	non
Matériau	Pb/B $_4$ C inox	Pb/B $_4$ C inox	Pb/B $_4$ C inox	béton + inox	béton + inox + bore + eau	
Température (°C)	50/200	50/200	50/200	95/460		

TABLEAU I (suite)

	UWMAK I	UWMAK II	UWMAK III	PPPL	JAERI	JET
AIMANTS						
A) Champ toroïdal						
Nb de bobines	12	24	18	48	24	32
Supraconducteur	NbTi	NbTi	NbTi	Nb ₃ Sn	Nb ₃ Sn/NbTi	
Stabilisant	Cu	Cu	Al + Cu	Cu	Cu	
Support	inox	inox	Al	inox	inox (?)	
Energie stockée (GJ)	158	223	108	250	160	
B) Primaire du transformateur	toutes bobines extérieures aux bobines toroidales	bobines d'équi-libre et de divertor intérieures				
Energie stockée (GJ)	80	9				
Chauffage et combustible						
Chauffage additionnel	faisceaux de neutres	faisceaux de neutres	R.F.	faisceaux de neutres	faisceaux de neutres	faisceaux de neutres + RF
Puissance de chauffage (MW)	15	200	40	10	30	3-25
Introduction de combustible	solide	solide	solide	solide	gaz	non

Un schéma de divertor est représenté sur la coupe de UWMAK III (Fig. 2) : un ensemble de trois conducteurs notés 1, 2 et 3 forme avec le plasma un quadripôle (2 étant parcouru par un courant de même sens que le plasma, 1 et 3 par des courants de sens contraire) ; toutes les particules chargées qui ont tendance à franchir la séparatrice passant par le point de champ poloïdal nul du quadripôle sont guidées par les lignes de champ magnétique à travers des canaux vers les plaques de collection du divertor. Le collecteur est installé dans une chambre équipée de puissants moyens de pompage (plusieurs millions de l/s à $p = 10^{-4}$ torr) et présentant une conductance de fuite réduite en direction du plasma.

La puissance reçue par le collecteur pourrait atteindre 10 à 20 % de la puissance thermique du réacteur soit ≈ 750 MW. Le système proposé dans UWMAK III comprend une surface réceptrice en alliage de molybdène (TZM) située en dehors des bobines de champ toroïdal de façon à permettre un étalement du faisceau et une diminution du flux d'énergie reçu. Cette surface réceptrice d'une valeur totale de 120 m² est fine (0,1 mm d'épaisseur), elle sera remplacée toutes les 17 heures par simple déroulement à partir d'un distributeur sans qu'il soit nécessaire d'interrompre le fonctionnement du réacteur, elle protège des effets de pulvérisation le corps du système formé d'un ensemble de tubes (Fig. 3). Cette solution posera certainement des problèmes d'étanchéité délicats. Le contact thermique entre le corps et la surface réceptrice est assuré par un film de lithium liquide. Le liquide de refroidissement dans les tubes est du sodium liquide (température d'entrée 400 °C et de sortie 600 °C).

Dans d'autres systèmes (UWMAK II, par exemple) la collection était prévue sur une cascade de lithium liquide peu compatible avec la récupération de l'énergie dans un rendement acceptable, la température du lithium étant limitée à 325 °C par les phéno-

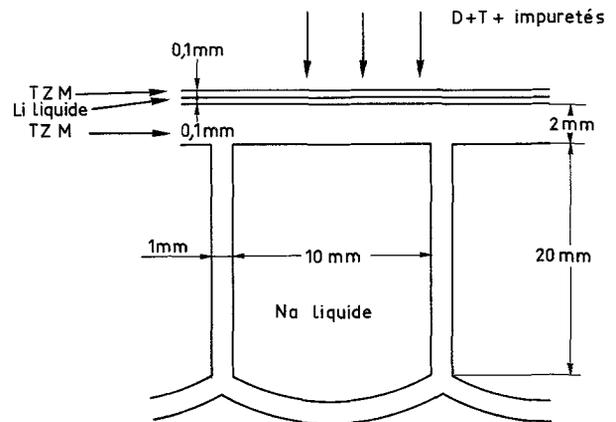


FIG. 3. — Schéma du collecteur du divertor dans l'étude UWMAK III.

mènes d'ébullition ($T_{eb} = 350$ °C à une pression $p = 10^{-5}$ torr).

Le divertor n'est pas la seule méthode envisagée pour atténuer l'effet des interactions plasma-paroi. Une enveloppe de gaz froid située entre le plasma et la paroi a été aussi proposée [15] ; cette enveloppe de gaz pourrait avoir en outre l'avantage de fournir un moyen simple d'introduire le combustible froid par simple diffusion à partir de la couche de gaz vers l'intérieur du plasma.

4.2 ENVELOPPE FERTILE, RÉCUPÉRATION D'ÉNERGIE ET PROBLÈMES LIÉS A L'EMPLOI DU TRITIUM. — L'enveloppe fertile jouera un double rôle : ralentir les neutrons de fusion et récupérer l'énergie thermique obtenue, produire le tritium nécessaire au fonctionnement du réacteur (et éventuellement au démarrage de nouvelles centrales) ; le lithium est à la fois le ralentisseur pour les neutrons et le matériau fertile pour la production de T, il peut éventuellement s'il est sous forme liquide jouer aussi le rôle de fluide

caloporteur mais dans ce cas, sa circulation dans le champ magnétique doit être organisée de façon à consommer le minimum d'énergie de pompage. Il pourra aussi se présenter sous forme de composé solide, un refroidissement de l'enveloppe par circulation d'hélium étant alors envisagé. Ces deux types d'enveloppes fertiles sont illustrés par les études UWMAK III et UWMAK II [16] respectivement dont les principales options sont représentées dans le tableau I.

La manipulation du tritium pose un certain nombre de problèmes à cause de sa radioactivité (demi-vie 12,3 ans) et de la perméabilité des matériaux vis-à-vis de ce gaz. L'installation du tritium comprendra les sous-ensembles suivants :

- Réservoir de stockage du tritium.
- Pompage et mesure de débit.
- Préparation du combustible.
- Introduction du combustible.
- Extraction du combustible non brûlé (en même temps que les impuretés).
- Purification.
- Séparation isotopique du T/D.

Les flux de tritium introduits et extraits dépendent des propriétés du plasma du réacteur ; pour produire 5 GW (th), environ 0,7 kg de tritium et 0,5 kg de deutérium sont consommés, chaque jour ; le flux total de combustible introduit et extrait est beaucoup plus grand, la probabilité de rentrée dans le divertor d'une particule étant environ 20 à 100 fois plus élevée que la probabilité de réaction. L'inventaire du tritium dans les deux études UWMAK II et III est donné dans le tableau II. Il faut noter que des hypothèses plus pessimistes sur la qualité du confinement du plasma ayant été retenues pour UWMAK III, la réserve de T pour 6 heures de fonctionnement est plus importante, et le système d'extraction est plus chargé en tritium.

TABLEAU II
Inventaire du tritium

	UWMAK II	UWMAK III
Enveloppe fertile et boucle d'extraction d'énergie	1,110 kg	1,670 kg
Système d'extraction (divertor, pompes) et système de purification	3,720 kg	16,410 kg
Réserve pour 6 heures de fonctionnement	3,750 kg	18,600 kg
	8,580 kg	36,680 kg

4.2.1 *Emploi d'un composé solide de lithium (UWMAK II).* — L'oxyde mixte d'aluminium et lithium a été choisi pour sa stabilité à la température maximale de fonctionnement (qui peut atteindre 1 300° au cœur des capsules de LiAlO_2) ; afin de réduire l'inventaire du tritium, la longueur de diffusion du tritium dans le solide a été limitée par la division du LiAlO_2 en petites billes de dimensions inférieures

au millimètre (65 % de billes de 300μ + 24 % de billes de 40μ + 11 % de billes de 7μ). Les informations sur la forme prise par le T qui diffusera hors des billes sont contradictoires et mettent l'accent soit sur le tritium moléculaire T_2 soit sur l'eau T_2O .

Le T_2 et le T_2O produits dans les capsules contenant le matériau fertile (Fig. 4) seront drainés soit directement par des pompes, soit par une circulation d'hélium ; la pression résiduelle dans les capsules (10^{-4} torr) sera responsable d'une diffusion lente de tritium à travers la paroi des capsules vers le fluide caloporteur (hélium) ; afin d'éviter la diffusion du tritium à travers les boucles de refroidissement, un système d'extraction du tritium sera placé sur une dérivation de la boucle d'hélium sous forme d'un matériau dessiccant absorbant l'eau (T_2O) produite par le tritium, l'hélium ayant été dopé avec un peu d' O_2 (pression partielle 10^{-2} torr). La pression partielle de T_2O sera de 10^{-3} torr et celle de T_2 de 10^{-14} torr. Dans la boucle de sodium, la pression partielle de tritium sera maintenue très basse par l'emploi d'un métal actif (yttrium). Le passage de tritium dans la 3^e boucle (vapeur) est estimé à 5×10^{-5} curie par jour.

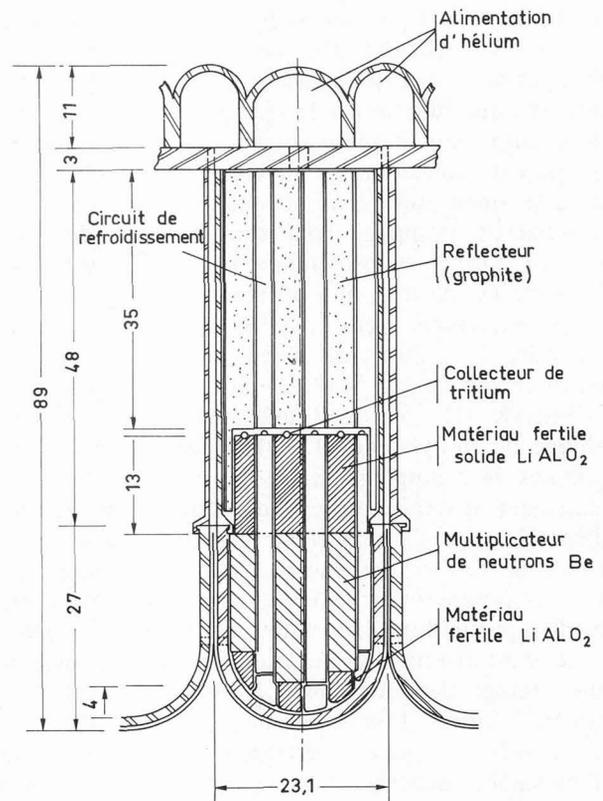


FIG. 4. — Élément d'enveloppe fertile dans l'étude UWMAK II (dimensions en cm).

4.2.2 *Emploi du lithium liquide (UWMAK III).* — L'enveloppe contient 5×10^5 kg de lithium, la circulation se faisant au taux de 7×10^6 kg/h et nécessitant une puissance de pompage de 2 MW (il faut rappeler que le lithium circule uniquement

dans l'enveloppe extérieure où le champ magnétique est faible et les accès faciles), 5 % du flux de lithium sont déviés vers une *fenêtre* de niobium qui est très perméable aux différents isotopes de l'hydrogène. Le niobium sera disposé sous forme d'une série de tubes comme dans un échangeur de chaleur et devra présenter une surface totale de 1 500 m² sous une épaisseur de 0,4 mm.

Il est inutile de préciser que la fabrication de cette fenêtre en niobium demandera un travail d'études et de développements considérable d'autant plus qu'elle devra être protégée de l'érosion et de l'oxydation par un dépôt de palladium (10 μm) avec une couche intermédiaire d'yttrium (2 500 Å) pour éviter la diffusion du palladium dans le niobium. A l'intérieur des tubes en niobium le tritium sera entraîné par une circulation d'hélium dopé avec de l'oxygène qui transforme le tritium en eau récupérable ensuite par passage sur un lit dessiccatif.

4.3 LES BOBINAGES ÉLECTROMAGNÉTIQUES. — Le champ toroïdal serait obtenu par des bobines dont le nombre varie suivant les études (de 12 à 48). Ces bobines ont une forme en « D » représentée sur les figures 1 et 2 ; dans de telles bobines les efforts mécaniques résultant de l'action du champ toroïdal sur les courants sont des efforts de tension plus faciles à contenir [17] ; une telle forme est celle que prendrait naturellement un conducteur mou sous l'effet d'un champ toroïdal. A ces efforts vient s'ajouter le couple de basculement dû à l'effet du champ poloïdal dont la direction est principalement verticale. Compte tenu de la place disponible importante dans le réacteur, la bobine sera matérialisée par une structure en acier inoxydable : une série de disques (19 dans UWMAK II) munis de rigoles (58 dans UWMAK II) dans lesquelles seraient disposés le supraconducteur et son matériau de stabilisation (Fig. 5).

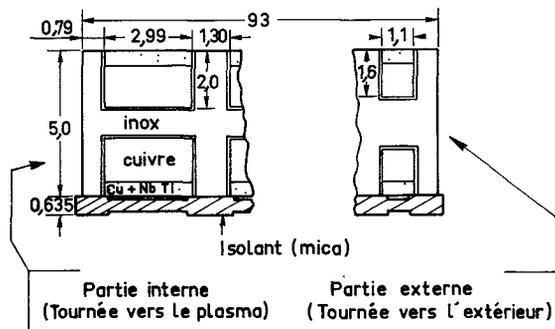


FIG. 5. — Section d'un disque de bobine de champ toroïdal (dimensions en cm).

Les études UWMAK considèrent l'emploi du seul matériau supraconducteur abondamment répandu actuellement, le NbTi, ce qui limite le champ maximum admissible sur le conducteur à des valeurs ≈ 90 kG, soit environ 40 kG au centre du plasma pour les rapports d'aspect considérés. La place disponible

permettra d'accompagner le supraconducteur de la quantité de cuivre ou d'aluminium nécessaire à une stabilisation complète du conducteur c'est-à-dire une quantité de conducteur non supra capable de porter le courant pendant des temps longs sans échauffement excessif.

Le maintien en dessous de la température critique malgré, en particulier, les pertes thermiques associées à la variation du champ poloïdal lors des phases de démarrage ou de terminaison de chaque cycle demande des réfrigérations puissantes (≈ 10 kW à 4,2 K).

Chaque circuit de bobine devra comprendre un système rapide d'évacuation de l'énergie afin d'éviter un échauffement intempestif des isolants en cas de retour d'une bobine à l'état conducteur normal.

La complexité, les dimensions et les énergies mises en jeu sont très au-dessus des réalisations actuelles en supraconducteurs. Cependant des expériences Tokamak utilisant les supraconducteurs pour le champ toroïdal sont en cours de réalisation (T7 en URSS) ou de projet (TIOM). Or il faut noter que pour une classe d'expériences (définie par un rapport d'aspect a/R et une valeur de champ magnétique) la densité de courant et les pertes dues au champ poloïdal variable sont d'autant plus élevées que le Tokamak est petit et, sur ces deux points essentiels, la situation du réacteur sera beaucoup plus confortable que celle des machines expérimentales actuelles ; ceci est illustré par la figure 6 tirée de [18] qui montre

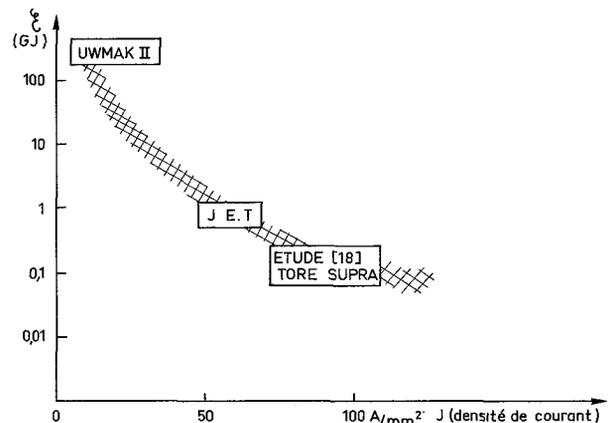


FIG. 6. — Pour une classe de Tokamak (champ toroïdal dans le plasma ≈ 33 kG ± 3 ; rapport d'aspect $R/a \approx 2,5 \pm 0,1$), relation entre la densité de courant J minimum réalisable dans les bobines toroïdales et l'énergie magnétique totale $\varepsilon : J \propto \varepsilon^{-1/3}$. La case JET représente les conditions qui auraient été celles d'une version supraconductrice du JET.

pour une classe de machines données la liaison entre la taille représentée par l'énergie magnétique stockée et la densité de courant devant être employée. Les réalisations de bobinages supraconducteurs en dehors des expériences de fusion ont déjà atteint des tailles respectables avoisinant le GJ d'énergie stockée (aimant de chambre à bulles du C.E.R.N.) mais sont encore très en dessous des 100 à 250 GJ prévus dans les réacteurs à fusion.

Les bobines de champ poloïdal (bobines du transformateur, bobines contrôlant la forme et l'équilibre du plasma, bobines du divertor) posent des problèmes particuliers, car elles conduisent des courants variables ; les énergies contrôlées sont très inférieures à celles du système de champ toroïdal mais les puissances nécessaires sont élevées (en début de cycle) et nécessitent l'adjonction d'un système de stockage inductif récupérant l'énergie en fin de cycle et la restituant au début du cycle suivant. L'utilisation de matériaux supraconducteurs pour ces bobines pourrait être remise en question [19].

4.4 EFFET DES RAYONNEMENTS SUR LES MATÉRIAUX.

— Tous les matériaux constituant l'ossature et l'environnement du réacteur seront soumis au bombardement des neutrons soit de fusion soit secondaires émis lors de la réaction $n, {}^7\text{Li}$ ainsi qu'à l'effet des rayons γ émis lors de la diffusion des neutrons par la matière et des rayons X en provenance du plasma (rayonnement de freinage).

La première paroi sera en outre soumise à un bombardement d'ions et d'atomes rapides de combustible (D, T), de cendres (He) ou d'impuretés (préalablement arrachées à la paroi) d'électrons et au rayonnement synchrotron (infrarouge). Les neutrons d'une part, les ions et atomes rapides en ce qui concerne la première paroi d'autre part, causent les dommages les plus importants (Fig. 7) : les neutrons ont trois effets directs principaux : i) déplacements d'atomes dans les réseaux cristallins, un neutron de 14 MeV déplace au cours de son ralentissement plus de 10^4 atomes ; ii) réactions de transmutation et production de gaz ; enfin iii) sur la surface de la première

paroi, pulvérisation de matière. Les effets secondaires sont une production de vides et de bulles qui conduisent à un gonflement, un durcissement des matériaux : augmentation de la résistance mécanique mais diminution de la ductilité, réduction de la résistance à la fatigue, accentuation du fluage, enfin, en ce qui concerne la première paroi, phénomène d'érosion.

Le bombardement des particules chargées ou des atomes neutres rapides produit sur la première paroi deux effets : une pulvérisation de la surface attaquée analogue à celle produite par les neutrons, et un deuxième type d'érosion lié à l'arrachement de pellicules qui sont décollées de la surface par la formation de bulles dues au rassemblement des projectiles (D, T, He) sous la surface, il semble que ce dernier phénomène doive jouer un rôle surtout au début de la vie de la première paroi, puis qu'une sorte de *conditionnement* de la paroi puisse se produire [20] : truffée de cloques au début, elle prendrait ensuite l'aspect d'une surface piquetée d'une multitude de petits trous favorisant l'éjection de gaz et réduisant la formation ultérieure de cloques.

4.4.1 *La première paroi.* — En appelant première paroi la surface étanche qui sépare la zone sous vide où se trouve le plasma de l'enveloppe (fertile), trois situations peuvent être envisagées : i) la première paroi est en vue directe du plasma ; ii) le plasma est protégé des méfaits (contamination) de la première paroi par un voile de matériau à *faible Z* (nombre de protons dans le noyau) du graphite par exemple, ce voile protège par contre coup la première paroi du bombardement par les particules chargées et les

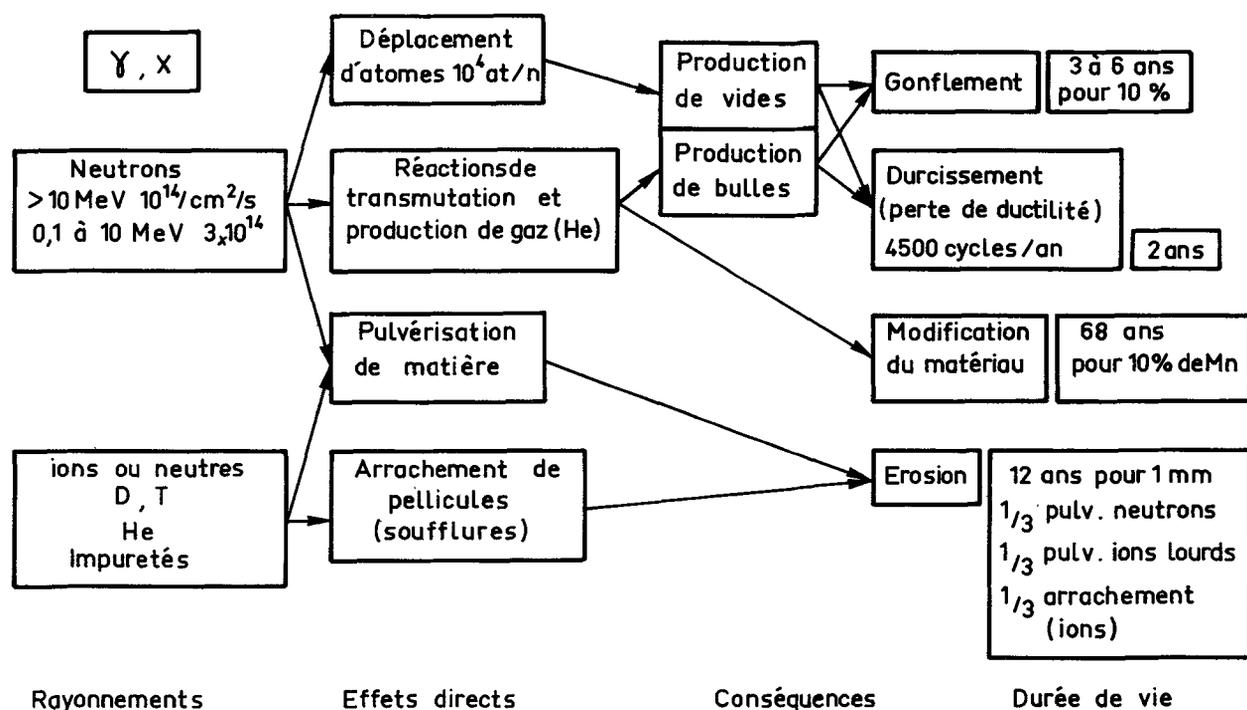


FIG. 7. — Effets des rayonnements sur la première paroi.

neutres rapides ; iii) la première paroi est protégée contre les dommages les plus graves, ceux dus aux neutrons, par une couche épaisse (25 cm) de graphite qui modèle le spectre neutronique.

Le matériau constituant la première paroi sera analogue au matériau de structure de l'enveloppe : matériaux réfractaires (V, Nb, Mo) pour un fonctionnement à température élevée, aciers inoxydables pour une construction plus classique mais à plus basse température.

i) *Première paroi en vue directe du plasma.* — Les principales limitations de la première paroi sont illustrées par les données suivantes tirées de l'étude UWMAK I (Fig. 7) :

— L'effet le plus nocif est la perte de ductilité du matériau, or le réacteur a un fonctionnement cyclique ($\approx 4\,500$ pulses par an) avec des changements de température pouvant atteindre 3 à 400° dans les coupures majeures. On admet qu'il faudra changer la paroi (ainsi que les 20 premiers centimètres de la structure de l'enveloppe fertile) tous les deux ans.

— Le gonflement de la paroi dû à la formation de bulles (où se rassemble l'hélium produit par les réactions de transmutation) et de vide conduirait à une durée de vie de la première paroi de 3 à 6 ans en admettant un gonflement limite admissible de 10 %.

— L'érosion de la paroi par la pulvérisation et la formation de soufflures permet une vie d'environ 10 ans pour une érosion limitée à 1 mm ; dans cette érosion, trois termes dominant et sont approximativement égaux : la pulvérisation par les neutrons (contrairement à ce qu'on avait cru, sur la foi d'une mesure expérimentale contredisant la théorie, les neutrons de 14 MeV ne présentent pas un taux de pulvérisation anormalement élevé), la pulvérisation par les ions lourds (l'importance de ce terme vient de ce que dans UWMAK I on a admis une efficacité du *divertor* modeste : 90 %), l'éclatement des soufflures (on a admis, ici, qu'elles jouaient un rôle pendant toute la vie de la paroi).

— Les transmutations, en se limitant à l'apparition de 10 % de produits nouveaux (Mn) autoriseraient une durée de 70 ans.

ii) *Emploi d'un voile de carbone.* — Dans cette solution, considérée dans l'étude UWMAK II, rien n'est changé en ce qui concerne l'effet des neutrons sur la première paroi, et en particulier la nécessité de changer cette paroi tous les deux ans à la suite de la perte de ductilité.

Le voile de carbone serait constitué de fibres de 5 à 10 μm rassemblées par faisceaux de 1 000 fibres, ces faisceaux forment un tissage. Le plasma n'est plus contaminé par les produits de pulvérisation de la première paroi (à haut Z) mais par du carbone qui produit des pertes par rayonnement très inférieures.

Les propriétés neutroniques d'un voile de carbone sont peu connues, il a paru commode aux auteurs de prévoir son changement en même temps que la

première paroi (tous les 2 ans). Ils estiment qu'alors, le gonflement aura atteint $\approx 10\%$ et la production d'hélium 5 500 appm, l'érosion 4 μm (pour un *divertor* plus efficace, 99 % dans le sens plasma-paroi, que dans UWMAK I) et la radioactivité (^{14}C) ≈ 4 curies.

iii) *Protection de la première paroi par un bouclier de graphite.* — Dans cette solution, les effets destructeurs des neutrons sur la première paroi sont atténués par un déplacement du spectre neutronique vers les basses énergies, obtenu par une couche protectrice de carbone d'une épaisseur allant de 10 à 40 cm [21], figure 8. Le spectre neutronique se rapproche de celui que l'on rencontre dans les réacteurs rapides à fission. L'énergie déposée par les neutrons dans le bouclier peut être simplement évacuée par rayonnement ou par conduction. Des systèmes sophistiqués peuvent inclure des matériaux fertiles et des multiplicateurs de neutrons dans le bouclier.

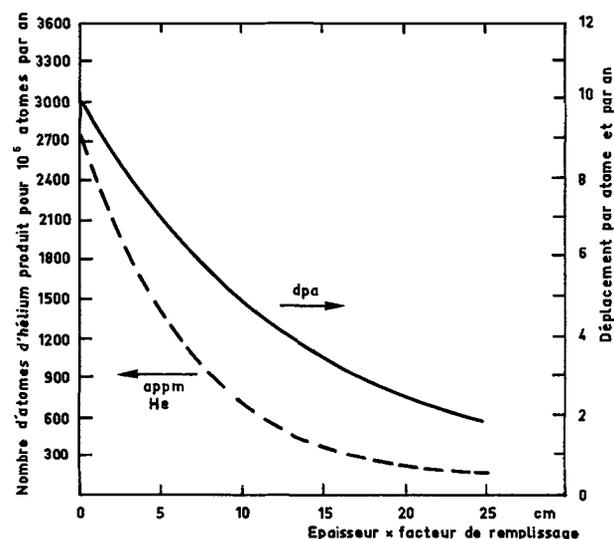


FIG. 8. — Déplacement d'atomes et production d'hélium dans un bouclier de graphite en fonction de l'épaisseur du bouclier [21].

L'emploi du bouclier dans sa version la plus simple a été envisagé sur UWMAK III pour la partie de la première paroi qui est difficilement accessible (côté interne), un bouclier de 25 cm d'épaisseur permettra une durée de vie de la première paroi égale à la durée du réacteur (≈ 30 ans). La partie correspondante d'enveloppe ne contient pas de matériau fertile et sert uniquement à récupérer l'énergie. Par contre, pour la première paroi côté externe, plus facile à démonter, la solution de type ii) a été conservée et l'échange de cette partie de la première paroi envisagé tous les deux ans environ.

4.4.2 *L'enveloppe fertile.* — Il faut distinguer deux cas : le matériau fertile se trouve : i) sous forme liquide (UWMAK I et enveloppe externe de UWMAK III) ; ii) sous forme solide (LiAlO_2 dans UWMAK II).

Dans les deux cas, le problème des matériaux de structure est le même : c'est la réduction de ductilité qui joue le rôle important : les parties très proches de la première paroi (distance ≤ 20 cm) devront être changées en même temps que cette dernière, soit tous les deux ans, la durée de vie du reste de la structure et du réflecteur en graphite quand il existe étant comprise entre 10 et 30 ans.

Le matériau fertile ne pose de problèmes que lorsqu'il est sous forme de solide (LiAlO_2) : dans UWMAK II le gonflement du matériau fertile et aussi du réflecteur (béryllium) dû à la production d'hélium est tel qu'il faudra changer les boîtes contenant ces matériaux tous les deux ans en même temps que la première paroi.

4.4.3 *Protection.* — Les doses reçues dans cette zone seront suffisamment faibles pour que le seul petit problème à mentionner soit le gonflement du B_4C (production d'He par bombardement du ^{10}B) de 1 à quelques % en 30 ans dont la place devra être prévue à l'avance.

4.4.4 *Bobinages supraconducteurs.* — La structure mécanique n'est pas affectée, les isolants (en particulier le mylar) verront leurs propriétés mécaniques se dégrader dans une proportion admissible pour la durée de l'appareil. L'augmentation de la résistivité du stabilisateur était un peu trop forte dans UWMAK I nécessitant un réchauffement au bout de 25 ans à la température ambiante, ou mieux à 500 K, mais est tout à fait admissible dans UWMAK II dont la protection est plus efficace. Enfin le matériau supraconducteur NbTi ne subit pas de dommages appréciables et pourrait [11] durer 150 ans pour une

évolution de la température critique de 2 °C et une baisse de 10 % de la densité de courant critique.

5. **Conclusion.** — Les problèmes à résoudre pour aboutir à la réalisation d'un réacteur thermonucléaire sont nombreux. Nous n'avons pas abordé ici celui de la physique des plasmas qui fait l'objet d'autres présentations à cette conférence. Parmi les problèmes technologiques, certains sont posés uniquement par la taille : on n'a encore jamais réuni dans une installation les puissances de pompes, les quantités de tritium, de matériaux supraconducteurs requises. Les quantités de métaux liquides ne dépassent pas celles employées dans les réacteurs rapides mais sont néanmoins impressionnantes. Pour d'autres on n'est pas encore certain que les solutions proposées soient viables : introduction du combustible, méthode d'ignition, fonctionnement du divertor ou de l'enveloppe de gaz froid, sans oublier la méthode proposée pour l'extraction du tritium dans UWMAK III à travers une barrière de niobium de 1 500 m² de surface et 0,4 mm d'épaisseur qui demandera, de l'avis prudent des auteurs de la proposition, des *développements technologiques*. Cependant, les études détaillées des systèmes dont quelques-unes ont été passées en revue ici, ont fait faire un pas énorme dans l'élimination des faux problèmes et dans la précision des problèmes authentiques ainsi que dans l'élaboration de solutions complètes et cohérentes. Les phénomènes importants sont maintenant identifiés et les données de base encore manquantes (sections efficaces, coefficients de diffusion, etc.) répertoriées. La conclusion sera empruntée au promoteur R. W. Conn des études UWMAK qui ont été si largement utilisées dans cette présentation : *What is past is prologue* [19].

Bibliographie

- [1] SAMAIN, A., *Entropie* **61** (1975) 5.
- [2] TACHON, J., *J. Physique Colloq.* **38** (1977) C3.
- [3] CARRUTHERS, R., *Nuclear Fusion Reactor Conference Culham* (1969) Proc. p. 337.
- [4] BONNAL, J. F. et LELOUP, C., *Entropie* **61** (1975) 10.
- [5] KAMMASH, T., *Fusion Reactor Physics, principles and technology*; publié par Ann. Arbor Science (U.S.A.) 1975.
- [6] BADGER, B. et al., UWMAK II A Conceptual Tokamak Power Reactor Design, Nucl. Eng. Dept. Report UWFD-112 (University of Wisconsin) 1975.
Présentation résumée dans :
CONN, R. W. et al. UWFD-114.
- [7] CONN, R. W. et KUO, S. C., UWFD-156 (mars 1976).
Présentation résumée dans CONN, R. W. et al. UWFD-168 (août 1976).
BADGER, B. et al., UWMAK III A non circular Tokamak Power Reactor Design UWFD-150 (juillet 1976).
- [8] Conf. Proceedings Novosibirsk, august 1968 (ed. IAEA Vienne) 1969, 2 vol.
- [9] *Nuclear Fusion Reactors Conference*, sept. 1969, ed. UKAEA Culham Laboratory.
- [10] DAVIS, J. W. et KULCINSKI, G. L., *Nucl. Fusion* **16** (1976) 355.
- [11] BADGER, B. et al., UWMAK I À Wisconsin Toroidal Fusion Reactor Design, UWFD-68 **1** (1974) **2** (1975).
Présentation résumée dans KULCINSKI, G. L. et CONN, R. W., UWFD-90 (1974).
- [12] MILLS, R. G. et al., *A fusion power plan*, Rep. MATT-1050, Princeton (1974).
- [13] SAKO, K. et al., *Nucl. Fusion Spec. Suppl.* (1974) 27.
- [14] REBUT, P., *Nucl. Fusion* **15** (1975) 920.
- [15] REM, J. et VERBOOM, G. K., IV Conf. Eur. Fusion, Rome (1970).
- [16] CLEMMER, R. G. et al., UWFD-157 (mars 1976).
- [17] FILE, J., MILLS, R. G. et SHEFFIELD, G. V., MATT 848 (1971).
- [18] PARAIN, J. et al., *Tore Supra* rapport STIPE 76-72 (oct. 1976).
- [19] CONN, R. W., *What is past is prologue*. Future directions in Tokamak Power Reactor Design Research (sept. 1976) UWFD-176.
- [20] BERISCH, R. et al., 9th symp. on Fusion Techn., Garmisch-Partenkirchen (juin 1976).
- [21] CONN, R. W. et al., *Nucl. Technol.* **26** (1975) 125.