

Zeitschrift: Bulletin technique de la Suisse romande
Band: 95 (1969)
Heft: 23

Artikel: Protection du personnel d'une centrale nucléaire contre le rayonnement et l'irradiation interne
Autor: Verstraete, P. / Vermeille, F.
DOI: <https://doi.org/10.5169/seals-70253>

Nutzungsbedingungen

Die ETH-Bibliothek ist die Anbieterin der digitalisierten Zeitschriften auf E-Periodica. Sie besitzt keine Urheberrechte an den Zeitschriften und ist nicht verantwortlich für deren Inhalte. Die Rechte liegen in der Regel bei den Herausgebern beziehungsweise den externen Rechteinhabern. Das Veröffentlichen von Bildern in Print- und Online-Publikationen sowie auf Social Media-Kanälen oder Webseiten ist nur mit vorheriger Genehmigung der Rechteinhaber erlaubt. [Mehr erfahren](#)

Conditions d'utilisation

L'ETH Library est le fournisseur des revues numérisées. Elle ne détient aucun droit d'auteur sur les revues et n'est pas responsable de leur contenu. En règle générale, les droits sont détenus par les éditeurs ou les détenteurs de droits externes. La reproduction d'images dans des publications imprimées ou en ligne ainsi que sur des canaux de médias sociaux ou des sites web n'est autorisée qu'avec l'accord préalable des détenteurs des droits. [En savoir plus](#)

Terms of use

The ETH Library is the provider of the digitised journals. It does not own any copyrights to the journals and is not responsible for their content. The rights usually lie with the publishers or the external rights holders. Publishing images in print and online publications, as well as on social media channels or websites, is only permitted with the prior consent of the rights holders. [Find out more](#)

Download PDF: 24.01.2026

ETH-Bibliothek Zürich, E-Periodica, <https://www.e-periodica.ch>

BULLETIN TECHNIQUE DE LA SUISSE ROMANDE

Paraissant tous les 15 jours

ORGANE OFFICIEL

de la Société suisse des ingénieurs et des architectes
de la Société vaudoise des ingénieurs et des architectes (SVIA)
de la Section genevoise de la SIA
de l'Association des anciens élèves de l'EPFL (Ecole polytechnique
fédérale de Lausanne)
et des Groupes romands des anciens élèves de l'EPFZ (Ecole poly-
technique fédérale de Zurich)

COMITÉ DE PATRONAGE

Président: E. Martin, arch. à Genève
Vice-président: E. d'Okolski, arch. à Lausanne
Secrétaire: S. Rieben, ing. à Genève
Membres:
Fribourg: H. Gicot, ing.; M. Waeber, arch.
Genève: G. Bovet, ing.; M. Mozer, arch.; J.-C. Ott, ing.
Neuchâtel: J. Béguin, arch.; M. Chevalier, ing.
Valais: G. de Kalbermatten, ing.; D. Burgener, arch.
Vaud: A. Chevalley, ing.; A. Gardel, ing.;
M. Renaud, ing.; J.-P. Vouga, arch.

CONSEIL D'ADMINISTRATION

de la Société anonyme du « Bulletin technique »
Président: D. Bonnard, ing.
Membres: Ed. Bourquin, ing.; G. Bovet, ing.; M. Bridel; M. Cosan-
dey, ing.; A. Métraux, ing.; A. Rivoire, arch.; J.-P. Stucky,
ing.
Adresse: Avenue de la Gare 10, 1000 Lausanne

RÉDACTION

F. Vermeille, rédacteur en chef; E. Schnitzler, ingénieur, et
M. Bevilacqua, architecte, rédacteurs
Rédaction et Editions de la S.A. du « Bulletin technique »
Tirés à part, renseignements
Avenue de Cour 27, 1000 Lausanne

ABONNEMENTS

1 an	Suisse	Fr. 46.—	Etranger	Fr. 50.—
Sociétaires	»	» 38.—	»	» 46.—
Prix du numéro	»	» 2.30	»	» 2.50

Chèques postaux: « Bulletin technique de la Suisse romande »
N° 10 - 5775, Lausanne

Adresser toutes communications concernant abonnement, vente au
numéro, changement d'adresse, expédition, etc., à: Imprimerie
La Concorde, Terreaux 29, 1000 Lausanne

ANNONCES

Tarif des annonces:
1/1 page Fr. 495.—
1/2 » » 260.—
1/4 » » 132.—
1/8 » » 68.—

Adresse: Annonces Suisses S.A.
Place Bel-Air 2. Tél. (021) 22 33 26, 1000 Lausanne et succursales



SOMMAIRE

Protection du personnel d'une centrale nucléaire contre le rayonnement et l'irradiation interne, par P. Verstraete et
F. Vermeille, ing. dipl. EPFL.
Carnet des concours.
Documentation générale. — Informations diverses.

PROTECTION DU PERSONNEL D'UNE CENTRALE NUCLÉAIRE CONTRE LE RAYONNEMENT ET L'IRRADIATION INTERNE

par P. VERSTRAETE et F. VERMEILLE, ing. dipl. EPFL, chez Bonnard & Gardel, ingénieurs-conseils S. A., Lausanne

1. Introduction

Dès l'origine, les mesures les plus sévères ont été prises afin de garantir la sécurité des installations nucléaires, tant à l'égard des populations avoisinantes que du personnel y travaillant. Les centrales nucléaires, de plus en plus érigées dans les zones où la consommation d'électricité est élevée et par conséquent la densité de population forte, sont munies d'enceintes de confinement destinées à empêcher toute fuite de produits radioactifs vers l'extérieur en cas d'accident grave. De plus, et bien qu'ils ne présentent aucun danger durant le fonctionnement normal, les effluents liquides et gazeux sont contrôlés en permanence, de manière à éviter des relâchements intempestifs de matières radio-actives. La même rigueur dans la sécurité vaut à l'intérieur des installations, où il s'agit de veiller à ce que le personnel d'exploitation ne subisse en marche normale aucune irradiation interne provoquée par l'inhalation ou l'ingestion de matière radio-active, ni ne soit soumis à des doses excessives d'irradiation externe en provenance d'organes radio-actifs.

C'est à ce dernier aspect de la sécurité nucléaire et plus particulièrement à la manière dont il a été étudié dans le cadre de la construction de la centrale nucléaire expérimentale de Lucens qu'est consacré le présent article.

Mais rappelons au préalable que cette centrale est souterraine (fig. 1, 2 et 3), à l'exception de quelques ouvrages annexes et du bâtiment de service. Les installations y sont réparties en trois cavernes¹, la première contenant le réacteur et ses circuits auxiliaires, la deuxième l'équipement de production d'énergie (turbine, alternateur, etc.) et la troisième la piscine d'entreposage du combustible. Un circuit primaire — contenant du gaz carbonique en qualité de fluide caloporteur — évacue la chaleur produite par le réacteur vers deux générateurs de vapeur qui alimentent la turbine en parallèle. Du type à eau lourde, le réacteur a divergé pour la première fois le 29 décembre 1966. Après divers essais et mises au point, la centrale entra en service

¹ Une description détaillée de la centrale a paru dans le *Bulletin technique de la Suisse romande* n° 13, du 30 juin 1962.

normal d'exploitation expérimentale le 10 mai 1968. Dès ce jour et jusqu'au 21 janvier 1969, date à laquelle l'exploitation fut interrompue par un accident survenu au réacteur, celui-ci a produit 52,4 GWh d'énergie thermique, ce qui a conduit à une production nette d'électricité de 7,9 GWh. Durant cette période, la centrale a notamment fonctionné pendant 71 jours à 94 % de sa puissance nominale.

L'organisme humain étant apte à recevoir sans danger des doses déterminées d'irradiation, on peut tolérer qu'une personne séjourne plus ou moins longtemps dans une zone irradiée, selon que le taux d'irradiation y est plus ou moins élevé. Ces doses admissibles étant fixées par les normes légales, il en découle automatiquement la durée limite pendant laquelle on peut accéder en un endroit caractérisé par un taux d'irradiation donné. Cette *accessibilité* varie généralement au sein d'une installation nucléaire du fait que le rayonnement issu d'équipements radio-actifs décroît fortement en fonction de la distance. Dès l'instant où l'on désire que du personnel puisse y pénétrer pendant son fonctionnement, il convient de vérifier qu'il ne sera pas soumis à des taux excessifs d'irradiation en chaque endroit où il sera

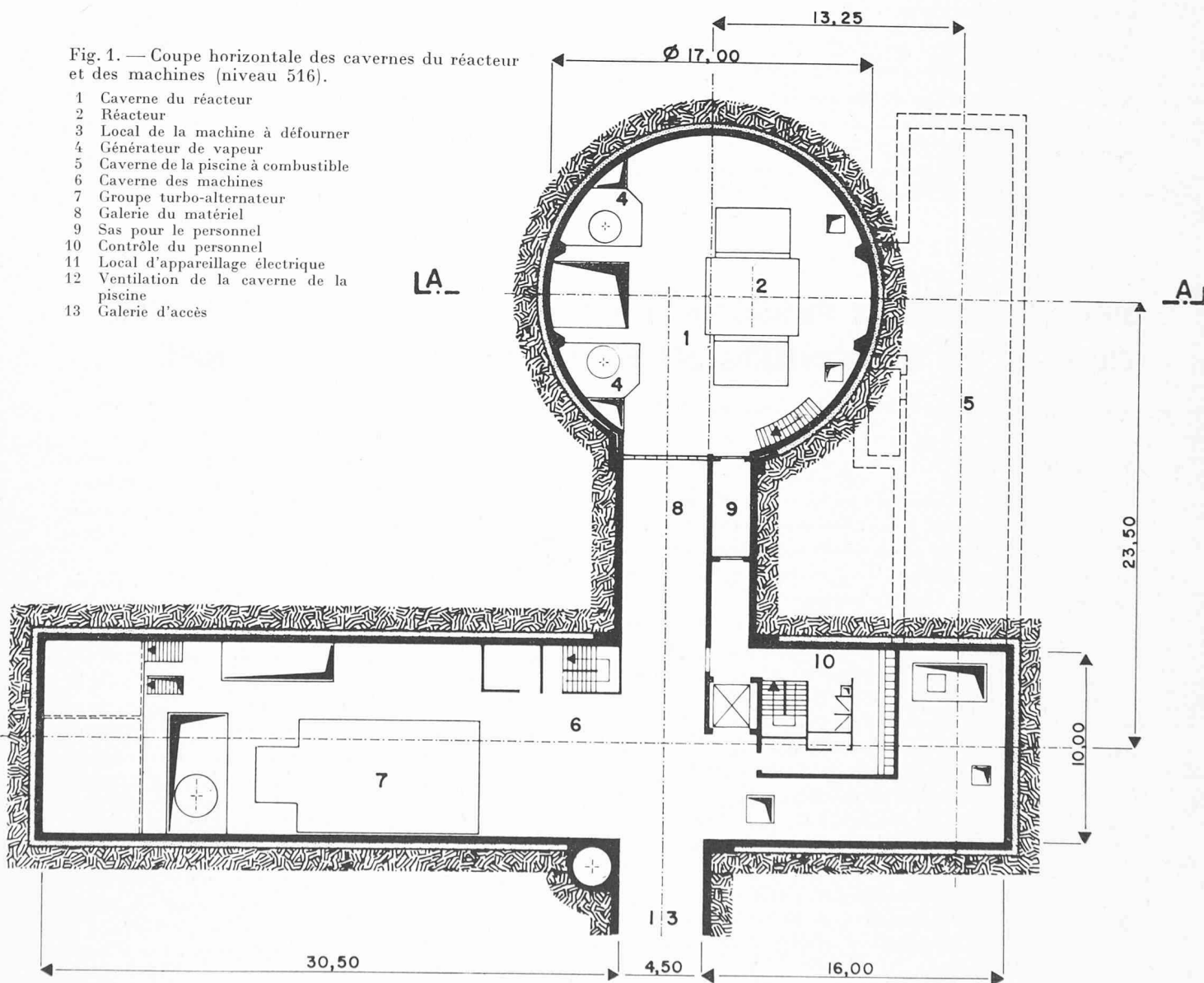
appelé à séjourner. Il apparaît ainsi que l'accessibilité n'est une valeur unique que pour un point précis ; plus la zone considérée s'accroît, plus nombreuses y sont les possibilités d'itinéraires et par conséquent les combinaisons de séjour en des points irradiés de manières diverses.

Dans le cas de la centrale nucléaire de Lucens, le problème de l'accès aux installations se posait différemment d'une caverne à l'autre, aussi nous limiterons-nous ici à celle du réacteur. Celui-ci est naturellement la cause d'un intense rayonnement, contre lequel il convient de se protéger par des blindages appropriés. Mais, outre le gaz carbonique du circuit de refroidissement primaire, le réacteur contient plusieurs fluides qui s'échauffent ou se dégradent et qui doivent pour ces raisons être refroidis et purifiés par des circuits prévus à cet effet. Il y a donc au total cinq sources principales de rayonnement :

- le réacteur proprement dit ;
- le circuit de refroidissement primaire avec son système de purification ;
- les circuits de refroidissement et de purification du modérateur ;

Fig. 1. — Coupe horizontale des cavernes du réacteur et des machines (niveau 516).

- 1 Caverne du réacteur
- 2 Réacteur
- 3 Local de la machine à défourner
- 4 Générateur de vapeur
- 5 Caverne de la piscine à combustible
- 6 Caverne des machines
- 7 Groupe turbo-alternateur
- 8 Galerie du matériel
- 9 Sas pour le personnel
- 10 Contrôle du personnel
- 11 Local d'appareillage électrique
- 12 Ventilation de la caverne de la piscine
- 13 Galerie d'accès



- les circuits de refroidissement et de purification du gaz servant à empêcher l'échauffement des barres de commande ;
- les circuits de refroidissement et de purification de l'eau contenue dans les écrans thermiques du réacteur.

La première étape dans la résolution du problème consiste à déterminer l'activité spécifique de chaque circuit, d'où l'on tirera la contamination et le rayonnement susceptibles d'affecter le personnel. L'étape suivante comporte le calcul des blindages nécessaires pour maintenir les taux d'irradiation à des valeurs raisonnables. Enfin, en dernière étape, on vérifie que ces valeurs sont inférieures à celles qu'autorisent les normes et qu'elles permettent l'exécution des opérations courantes d'exploitation et d'entretien.

Avant d'aborder dans le détail la méthode de calcul, il n'est pas inutile de souligner deux faits. D'une part, il est évident qu'une des données fondamentales du problème étant représentée par la nature et la disposition des équipements radioactifs, il y a intérêt à concevoir dès le début ceux-ci de manière à éviter par la suite

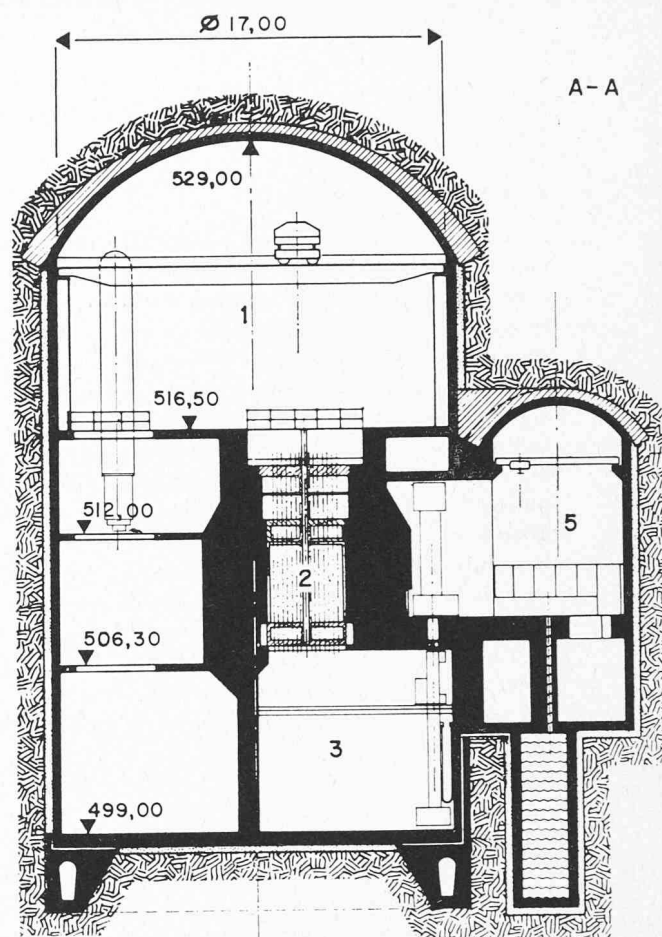
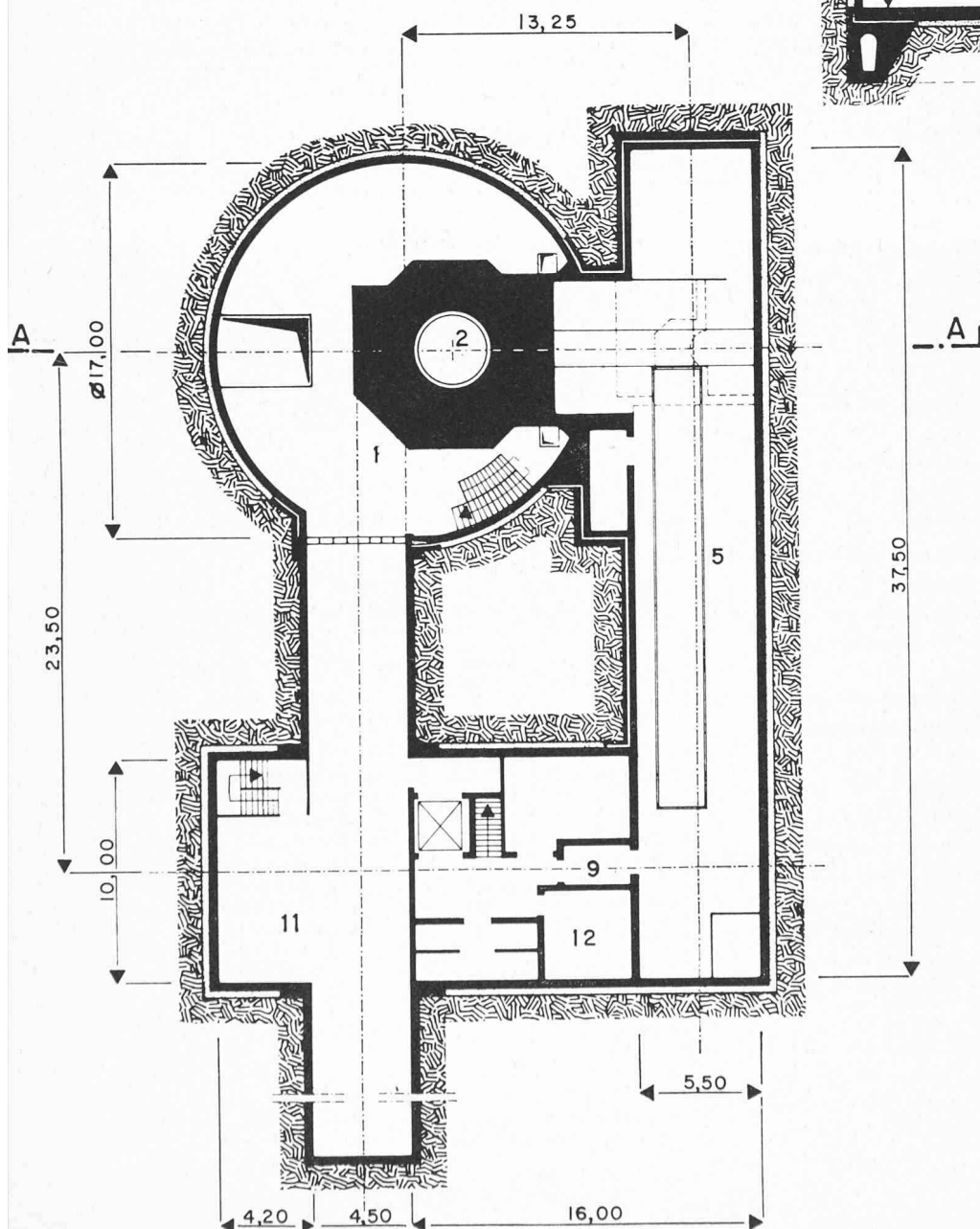


Fig. 3. — Coupe verticale de la caverne du réacteur.

Légende : voir figure 1.



la nécessité de recourir à des mesures de protection sévères (par exemple en devant interdire l'accès en un nombre excessif d'endroits, ou en plaçant aux niveaux supérieurs des équipements exigeant de lourds écrans, avec les surcharges qui en découlent sur les structures, etc.). D'autre part, et alors même que l'on n'en est qu'aux études et que la construction n'a pas commencé, il faut déjà tenir compte des sujétions de l'exploitation en déterminant les itinéraires de rondes et les durées de séjour que l'on voudra pouvoir obtenir. Cela met en évidence l'étroite collaboration qui doit exister entre l'ingénieur qui conçoit la disposition de l'ensemble des équipements, celui

Fig. 2. — Coupe horizontale des cavernes du réacteur et de la piscine à combustible (niveau 506).

- 1 Caverne du réacteur — 2 Réacteur
- 5 Caverne de la piscine à combustible
- 9 Sas pour le personnel
- 11 Local d'appareillage électrique
- 12 Ventilation de la caverne de la piscine

qui étudie les structures internes, le responsable des problèmes de sécurité et l'exploitant.

2. Activité des circuits

La méthode de calcul est en principe identique pour chaque circuit. Partant des caractéristiques du fluide contenu, il convient de recenser tous les nuclides présents puis de dresser la liste des réactions d'activation que ceux-ci subissent dans le cœur du réacteur sous l'influence des flux de neutrons rapides ou thermiques. L'étape suivante consiste à déterminer l'activité résultant de chaque réaction au moyen de la formule usuelle. Si, vis-à-vis de l'extérieur, l'accident le plus grave qui puisse être envisagé constitue le critère déterminant dans le choix des mesures de sécurité, c'est par contre la situation existant en fonctionnement normal qui entre en ligne de compte dans l'étude des dispositions à prévoir pour assurer la sécurité du personnel d'exploitation. Le cas exposé dans cet article se réfère donc à la puissance thermique nominale du réacteur, soit 30 MW, qui correspond aux caractéristiques suivantes des quatre circuits :

Circuit primaire

- fluide : CO_2
- masse spécifique moyenne : 56 mg/cm³ (correspondant à une pression moyenne de 60 ata et à une température moyenne de 300°C)
- teneur d'argon, en poids : 5 ppm
- teneur d'azote, en poids : 200 ppm

Circuit du modérateur

- fluide : D_2O
- température à l'entrée de la cuve : 35 à 67°C
- température à la sortie de la cuve : 48 à 80°C

Circuit de réfrigération des écrans

- fluide : H_2O
- produits chimiques : KOH
- pH = 10,8

Circuit de réfrigération des barres de commande

- fluide : CO_2
- masse spécifique moyenne : 1,6 mg/cm³ (correspondant à une pression moyenne de 1,1 ata et à une température moyenne de 95°C)

Le tableau 1 donne les concentrations moléculaires des circuits. On notera qu'une quantité rapportée à 1 cm³ de fluide gazeux concerne toujours un gaz considéré dans les conditions nominales de fonctionnement du réacteur (30 MW_{th}).

Sur la base de la composition isotopique des éléments, le tableau 2 indique les concentrations atomiques de chaque circuit.

Le tableau 3 donne la liste des réactions d'activation que les neutrons présents dans le cœur induisent dans les nuclides mentionnés au tableau 2. Il indique également la période radio-active du nuclide formé par activation.

Il est admissible de négliger les réactions d'activation que pourraient subir des nuclides eux-mêmes issus d'une activation, à moins que ceux-ci ne soient des isotopes stables.

C'est durant son passage dans le réacteur que le fluide de chaque circuit acquiert une certaine activité sous l'effet du flux de neutrons auquel il est exposé, ce flux étant d'ailleurs une caractéristique physique résultant

de la composition du cœur du réacteur. La majorité des réactions d'activation citées au tableau 3 est induite par des neutrons d'énergie thermique. Pour les trois circuits qui traversent le cœur du réacteur (circuit primaire, circuit du modérateur et circuit de réfrigération des barres de commande), on a admis que leurs fluides

TABEAU 1
Concentrations moléculaires des circuits
en molécules/cm³ de fluide contenu dans le circuit

Molécule	Circuits			
	primaire	modérateur	écrans	barres
CO_2	$7,65 \cdot 10^{20}$	—	—	$2,18 \cdot 10^{19}$
H_2O	—	—	$3,35 \cdot 10^{22}$	—
D_2O	—	$3,32 \cdot 10^{22}$	—	—
A	$4,25 \cdot 10^{15}$	—	—	—
N_2	$4,85 \cdot 10^{17}$	—	—	—
KOH	—	—	$2,80 \cdot 10^{17}$	—
O_2	—	—	—	—

TABEAU 2
Concentrations atomiques des différents nuclides
pour chaque circuit
en atomes/cm³ de fluide contenu dans le circuit

Nuclide	Circuits			
	primaire	modérateur	écrans	barres
H^1	—	—	$6,7 \cdot 10^{22}$	—
H^2	—	$6,64 \cdot 10^{22}$	$1,34 \cdot 10^{19}$	—
C^{12}	$7,57 \cdot 10^{20}$	—	—	$2,13 \cdot 10^{19}$
C^{13}	$8,43 \cdot 10^{18}$	—	—	$2,40 \cdot 10^{17}$
N^{14}	$0,97 \cdot 10^{18}$	—	—	—
N^{15}	$3,69 \cdot 10^{15}$	—	—	—
O^{16}	$1,52 \cdot 10^{21}$	$3,32 \cdot 10^{22}$	$3,35 \cdot 10^{22}$	$4,36 \cdot 10^{19}$
O^{17}	$6,12 \cdot 10^{17}$	$1,33 \cdot 10^{19}$	$1,34 \cdot 10^{19}$	$1,74 \cdot 10^{16}$
O^{18}	$3,06 \cdot 10^{18}$	$6,64 \cdot 10^{19}$	$6,7 \cdot 10^{19}$	$8,72 \cdot 10^{16}$
A^{36}	$1,27 \cdot 10^{13}$	—	—	—
A^{38}	$2,50 \cdot 10^{12}$	—	—	—
A^{40}	$4,2 \cdot 10^{15}$	—	—	—
K^{39}	—	—	$2,61 \cdot 10^{17}$	—
K^{40}	—	—	$3,08 \cdot 10^{13}$	—
K^{41}	—	—	$1,93 \cdot 10^{16}$	—

TABEAU 3
Réactions d'activation produites par des neutrons

Réaction d'activation	Section efficace d'activation	Energie des neutrons incidents	Période
$\text{H}^1 (n; \gamma) \text{H}^2$	0,33 b	thermique	stable
$\text{H}^2 (n; \gamma) \text{H}^3$	0,4 mb	thermique	12,4 ans
$\text{C}^{12} (n; \gamma) \text{C}^{13}$	3,3 mb	thermique	stable
$\text{C}^{13} (n; \gamma) \text{C}^{14}$	0,9 mb	thermique	5570 ans
$\text{N}^{14} (n; \gamma) \text{N}^{15}$	0,08 b	thermique	stable
$\text{N}^{14} (n; p) \text{C}^{14}$	1,75 b	thermique	5570 ans
$\text{N}^{15} (n; \gamma) \text{N}^{16}$	24 μb	thermique	7,35 s
$\text{O}^{16} (n; p) \text{N}^{16}$	46 mb ¹	> 11,6 MeV	7,35 s
$\text{O}^{17} (n; p) \text{N}^{17}$	20 mb	> 11,2 MeV	4,14 s
$\text{O}^{18} (n; \gamma) \text{O}^{19}$	0,22 mb	thermique	29,4 s
$\text{A}^{36} (n; \gamma) \text{A}^{37}$	6 b	thermique	35 jours
$\text{A}^{38} (n; \gamma) \text{A}^{39}$	0,8 b	thermique	265 ans
$\text{A}^{40} (n; \gamma) \text{A}^{41}$	0,53 b	thermique	109 min.
$\text{K}^{41} (n; \gamma) \text{K}^{42}$	1,1 b	thermique	12,4 h

¹ Il s'agit de la section efficace pour les neutrons d'énergie supérieure à 11,6 MeV. La section efficace d'activation moyennée sur tout le spectre des neutrons de fission est de 0,02 mb.

respectifs sont soumis à un flux thermique identique¹, la valeur de référence étant celle du flux dans le modérateur. Dans le cas présent et compte tenu des facteurs d'aplatissement radial et axial, cette valeur est $3,4 \cdot 10^{13}$ neutrons/cm² s. Le circuit de réfrigération des écrans pose un problème particulier, car ceux-ci sont multiples et disposés hors de la zone active du cœur. Il est donc nécessaire de calculer pour chacun d'eux le flux thermique qu'il subit, compte tenu des distances en jeu et de l'absorption des matériaux en présence.

Deux des réactions citées au tableau 3, $O^{16} (n; p) N^{16}$ et $O^{17} (n; p) N^{17}$ sont induites par des neutrons rapides dont l'énergie doit être supérieure à une énergie de seuil, respectivement 11,6 MeV et 11,2 MeV. Cela nécessite le calcul des flux rapides correspondant à chacun des quatre circuits, à partir du taux de formation des neutrons rapides dans l'ensemble du cœur, en l'occurrence $234 \cdot 10^{16}$ neutrons/s.

Connaissant :

- les concentrations atomiques (tableau 2)
- les caractéristiques des réactions d'activation (tableau 3)
- les flux de neutrons rapides et thermiques
- les périodes des éléments (tableau 3)

on dispose de tous les éléments nécessaires au calcul de l'activité des différents nuclides en fonction du temps d'irradiation. Mais quand la période est courte, l'état d'équilibre est atteint en peu de temps (à 1 % près au bout de sept périodes). Le but des calculs étant de connaître l'activité des circuits en période d'exploitation régulière et prolongée, on détermine naturellement l'activité correspondant à l'état d'équilibre chaque fois que les réactions conduisent à des nuclides ayant une période de décroissance radio-active inférieure à 1 jour. Pour les autres réactions, on s'est délibérément limité à ne considérer qu'un seul cas correspondant à une durée d'exploitation élevée et ininterrompue de 233 jours (soit $20 \cdot 10^6$ secondes).

La fonction des différents circuits étant soit d'évacuer la chaleur produite par le réacteur en vue de son utilisation (circuit primaire), soit de maintenir les divers

fluides à une température déterminée (modérateur, eau des écrans, gaz de refroidissement des barres de commande), il en résulte que les nuclides activés durant leur séjour dans le réacteur subissent une désintégration naturelle pendant leur passage dans le reste du circuit. Pour tenir compte de cette circulation, la formule permettant de calculer l'activité des nuclides est affectée d'un facteur cyclique f ainsi défini :

$$f = \frac{1 - e^{-\lambda t_a}}{1 - e^{-\lambda (\tau + t_a)}}$$

où λ = constante de désintégration du nuclide produit par activation, en s⁻¹ ;

t_a = temps d'activation (temps de séjour dans le cœur du réacteur) en s ;

τ = temps de séjour hors du cœur du réacteur, en s.

Pour fixer les ordres de grandeur, précisons que le CO₂ du circuit primaire séjourne plus longtemps hors du réacteur (9,3 s) qu'à l'intérieur (0,64 s), tandis que c'est l'inverse pour le modérateur, qui reste 482 s dans la cuve du réacteur et met 32,5 s pour traverser le circuit de réfrigération qui lui est extérieur.

Compte tenu de ces remarques, les activités résultantes apparaissent telles qu'énoncées au tableau 4, rapportées soit à l'unité de volume ou à l'unité de poids du fluide. Ces valeurs sont valables à la sortie du réacteur.

Le circuit de réfrigération des barres de commande pose un problème particulier, car il contient, avant la mise en service du réacteur, de l'air qui ne peut être complètement éliminé, même après plusieurs remplissages et vidanges successifs du circuit par du CO₂ pur. Or l'on sait que l'air contient de l'argon et de l'azote, de telle sorte qu'aux deux réactions $O^{16} (n; p) N^{16}$ et $O^{18} (n; \gamma) O^{19}$, qui sont importantes du point de vue du rayonnement, s'ajoutent deux autres réactions $N^{15} (n; \gamma) N^{16}$ et $A^{40} (n; \gamma) A^{41}$. Comme l'on ignore à priori la teneur en air, on est conduit à déterminer l'activité du circuit pour plusieurs mélanges d'air et de CO₂. On constate alors que les activités N^{16} et O^{19} décroissent légèrement lorsque la proportion d'air augmente, passant respectivement de 120 à 90 dés./cm³s et de 52 à 40 dés./cm³s lorsque la teneur varie de 0 à 30 %. Par contre, l'activité A^{41} augmente évidemment de manière

TABLEAU 4

Activités des circuits de réfrigération à la sortie du réacteur

Réaction	Circuit primaire		Circuit du modérateur		Circuit des écrans		Circuit des barres	
	dés./cm ³ s	dés./g s	dés./cm ³ s	dés./g s	dés./cm ³ s	dés./g s	dés./cm ³ s	dés./g s
H ² (n; γ) H ³	—	—	2,9 . 10 ⁷	2,6 . 10 ⁷	3,5 . 10 ⁻³	3,5 . 10 ⁻³	—	—
C ¹³ (n; γ) C ¹⁴	20	3,6 . 10 ²	—	—	—	—	0,58	3,6 . 10 ²
N ¹⁴ (n; p) C ¹⁴	2,9 . 10 ²	5,2 . 10 ⁴	—	—	—	—	—	—
N ¹⁵ (n; γ) N ¹⁶	0,29	5,1	—	—	—	—	—	—
O ¹⁶ (n; p) N ¹⁶	3,8 . 10 ³	6,8 . 10 ⁴	8,8 . 10 ⁵	8,0 . 10 ⁵	2,7 . 10 ⁴	2,7 . 10 ⁴	1,2 . 10 ²	7,4 . 10 ⁴
O ¹⁷ (n; p) N ¹⁷	0,88	16	1,5 . 10 ²	1,4 . 10 ²	0,44	0,44	2,5 . 10 ⁻²	16
O ¹⁸ (n; γ) O ¹⁹	1,6 . 10 ³	2,9 . 10 ⁴	5,1 . 10 ⁵	4,6 . 10 ⁵	9,6 . 10 ²	9,6 . 10 ²	52	3,2 . 10 ⁴
A ³⁶ (n; γ) A ³⁷	1,8 . 10 ²	3,2 . 10 ³	—	—	—	—	—	—
A ³⁸ (n; γ) A ³⁹	0,12	2,1	—	—	—	—	—	—
A ⁴⁰ (n; γ) A ⁴¹	4,9 . 10 ³	8,1 . 10 ⁴	—	—	—	—	—	—
K ⁴¹ (n; γ) K ⁴²	—	—	—	—	2,8 . 10 ³	2,8 . 10 ³	—	—

¹ Cette hypothèse, faite en l'état des calculs à l'époque, s'est trouvée infirmée lorsque les études ont permis une connaissance plus affinée des conditions neutroniques. Elle a toutefois conduit à des résultats plus pessimistes que ce n'aurait été le cas en diversifiant les valeurs de flux.

linéaire en fonction du pourcentage d'air et c'est elle qui crée un danger puisque la présence de chaque pour-cent d'air amène une activité de 2870 dés./cm³s.

Une appréciation de la concentration d'air dans le circuit peut être obtenue en fonction des nombres de remplissages en se plaçant dans un cas idéal plus sévère que la réalité, caractérisé par une alimentation continue en CO₂, un mélange parfait des gaz en présence et une purge également continue du circuit. On détermine alors qu'un seul remplissage en CO₂ pur conduit déjà à une concentration en air inférieure à 30 %. Il est donc possible de réduire notablement celle-ci au moyen d'un nombre relativement faible de remplissages. Il est dès lors licite de poursuivre les calculs en supposant une absence totale d'air dans le circuit et à la fin, de vérifier qu'une faible teneur en A⁴⁰ (celle-ci n'étant par exemple que de 11 ppm après huit remplissages) n'entraîne pas une augmentation inadmissible des taux d'irradiation ainsi obtenus.

Un autre problème particulier est représenté par l'activité des produits de corrosion, qui dépend fortement des fluides circulant dans les circuits ainsi que des mesures prises pour empêcher l'apparition de tels produits ou sinon pour les éliminer par des systèmes de purification appropriés. L'équipement prévu à cet effet à Lucens pour le circuit primaire comporte un *cyclone* et deux filtres fins.

3. Rayonnement et blindages

Les nuclides obtenus à la suite des réactions d'activation ne sont pas stables mais se désintègrent de manière naturelle en émettant un rayonnement qui varie selon les cas. Le tableau 5 en donne les caractéristiques.

TABLEAU 5
Nature du rayonnement des nuclides
produits par activation

Nuclide	Nature (proportion en %), énergie en MeV
H ³	β (100) 0,018 ;
C ¹⁴	β (100) 0,155 ;
N ¹⁶	β (82) 4 ; β (18) 10 ; γ (75,9) 6,13 ; γ (7) 7,11 ; γ (0,9) 2,75 ; γ (0,1) 1,72 ;
N ¹⁷	β (100) 3,7 ; n (100) 1 ;
O ¹⁹	β (100) 1,5 ; γ (70) 1,35 ; γ (100) 0,2 ;
A ³⁷	Capture électronique (100) 0,8 ;
A ³⁹	β (100) 0,695 ;
A ⁴¹	β (100) 1,2 ; γ (100) 1,29 ;
K ⁴²	β (82) 3,5 ; β (18) 1,9 ; γ (10,9) 1,52 ; γ (0,1) 0,32

C'est contre ce rayonnement qu'il convient de protéger le personnel d'exploitation. Pour cela, on détermine en divers points de la centrale les taux d'irradiation auxquels ce rayonnement conduit, puis, si nécessaire, on prévoit des écrans de protection ou blindages destinés à en abaisser les valeurs. Le problème est simplifié par le fait que les parois métalliques des conduites et autres éléments des circuits sont suffisamment épaisses pour arrêter les rayonnements alpha et bêta. On peut donc se limiter à ne considérer que le rayonnement gamma.

Le processus du calcul se poursuit dès lors comme suit : chaque circuit est décomposé en plusieurs parties

de formes géométriques simples, chaque partie étant considérée comme une source de rayonnement ponctuelle, linéaire ou plane pour laquelle on dispose de formules permettant de calculer le taux d'irradiation qu'elle provoque en différents points arbitrairement choisis à l'intérieur de la caverne du réacteur. Ces points sont supposés être à 1 m au-dessus du sol.

Par exemple, une conduite sera assimilée à une source linéaire de longueur infinie, semi-infinie ou finie selon que le point où l'irradiation est calculée se trouve plus ou moins éloigné d'elle. Un échangeur de chaleur sera par contre assimilé à une source volumique cylindrique dont l'activité est obtenue par homogénéisation des divers composants. La considération des longueurs de relaxation permet de tenir compte de l'auto-absorption des rayons gamma par le milieu homogénéisé.

Les activités correspondant aux diverses énergies du rayonnement gamma sont déterminées pour chacune des parties en lesquelles chaque circuit a été décomposé, en tenant compte de la décroissance radio-active qui affecte le rayonnement émis par les nuclides dès que ceux-ci ont quitté le cœur du réacteur. Cependant, pour diminuer la complexité du calcul, les rayons gamma sont répartis en deux groupes :

- groupe A ($E = 6,13$ MeV), comprenant les γ de 6,13 MeV produits par N¹⁶ auxquels sont assimilés les γ de 7,11 MeV ;
- groupe B ($E = 1,35$ MeV), comprenant les γ de 1,35 MeV produits par O¹⁹ auxquels s'ajoutent les γ de 1,29 MeV de A⁴¹ ou ceux de 1,52 MeV de K⁴², selon que l'un ou l'autre de ces nuclides entre en ligne de compte.

On vérifie que l'effet des γ qui ne sont pas cités ci-dessus est négligeable. Dans ces conditions, l'activité γ des circuits à la sortie du réacteur est celle indiquée par le tableau 6.

TABLEAU 6
Répartition de l'activité γ (γ/cm³ s) à la sortie du réacteur

Groupe	Circuit primaire	Circuit du modérateur	Circuit des écrans	Circuit des barres
A (6,13 MeV) N ¹⁵ (n ; γ) N ¹⁶ O ¹⁶ (n ; p) N ¹⁶	(0,24) 3,2 . 10 ³	— 7,2 . 10 ⁵	— 2,3 . 10 ⁴	— 97
Total	3,2 . 10 ³	7,2 . 10 ⁵	2,3 . 10 ⁴	97
B (1,35 MeV) O ¹⁸ (n ; γ) O ¹⁹ A ⁴⁰ (n ; γ) A ⁴¹ K ⁴¹ (n ; γ) K ⁴²	1,1 . 10 ³ 4,9 . 10 ³ —	3,6 . 10 ⁵ — —	6,7 . 10 ² — 3,1 . 10 ²	37 — —
Total	6,0 . 10 ³	3,6 . 10 ⁵	9,8 . 10 ²	37

En chaque point de la caverne du réacteur où l'on désire déterminer le taux d'irradiation, le rayonnement pour une énergie donnée des gamma est obtenu par addition des rayonnements produits par chaque élément de décomposition de chaque circuit. Le taux d'irradiation total est ensuite obtenu par la somme des taux d'irradiation partiels correspondant aux deux énergies considérées pour les gamma. L'impossibilité d'ajouter au départ des activités d'énergies diverses provient,

rappelons-le, du fait que les propriétés d'atténuation des matériaux varient en fonction de l'énergie du rayonnement qui les traverse.

Les taux d'irradiation sont estimés une première fois sans autres blindages que ceux qui existent pour des raisons constructives, à savoir les structures internes de la caverne (principalement les planchers) et les parois des conduites et les autres éléments constituant les circuits radio-actifs. Le report des valeurs ainsi obtenues sur un plan de la caverne permet l'établissement d'une carte d'irradiation où apparaît nettement l'importance relative du rayonnement gamma aux divers emplacements. L'examen de cette carte conduit à rendre d'emblée certaines zones inaccessibles du fait que les écrans nécessaires pour y abaisser les taux d'irradiation à des valeurs acceptables seraient trop lourds ou trop encombrants. Une telle mesure n'entraîne pas de conséquences désagréables pour le constructeur ni pour l'exploitant si, comme nous l'avons déjà écrit, on a tenu compte lors des premières esquisses de la centrale du caractère fortement radio-actif de certains équipements et si on les a disposés en conséquence.

Pour le reste, le choix des blindages constitue un problème d'optimum. En effet, les conditions d'exploitation exigent qu'un certain nombre d'opérations et de contrôles soient effectués dans les zones irradiées, tout en veillant à ce que le personnel affecté à ces tâches ne reçoive pas des doses d'irradiation dépassant les valeurs autorisées. Ces dernières étant fixées par la loi d'une part, et l'activité du réacteur et des circuits radio-actifs étant imposée par le type et les conditions de fonctionnement de l'installation d'autre part, les divers paramètres variables sont les suivants :

- l'effectif du personnel ;
- la durée de séjour dans les zones irradiées (qui peut être par exemple réduite en télécommandant certaines manœuvres) ;
- l'atténuation du rayonnement exercée par les écrans.

Ce dernier paramètre est également sujet à deux conditions : premièrement, les charges que les planchers de la caverne sont capables de supporter limitent le poids des écrans, cette restriction étant indépendante du choix du matériau absorbant ; deuxièmement, la place disponible à l'intérieur de la caverne limite l'épaisseur des écrans. Pour pallier cet inconvénient, on peut, lorsqu'il est nécessaire d'obtenir une forte atténuation là où la place est restreinte, recourir à des matériaux caractérisés par une absorption élevée, mais il s'ensuit une augmentation du coût de l'écran.

La solution du problème est obtenue par approximations successives, diverses formes et emplacements d'écrans étant essayés jusqu'à ce que l'on parvienne à dresser une carte d'irradiation présentant des valeurs acceptables du point de vue de l'accessibilité.

Le dispositif d'écrans finalement adopté à la suite des essais successifs se résume ainsi :

- au niveau 516, chaque échangeur et la conduite du circuit primaire qui l'alimente sont protégés par un mur de 6 m de haut et de 40 cm d'épaisseur réalisé en partie en béton normal de densité 2,3 et en partie en béton lourd baryté de densité 3,4 (fig. 4 et fig. 5 zones MB et MC.)

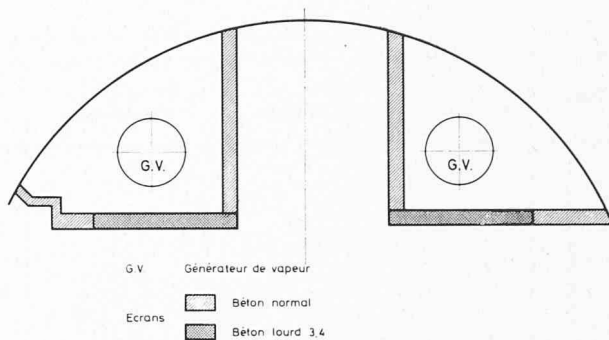


Fig. 4. — Ecrans de protection des échangeurs de chaleur (niveau 516).

- au niveau 512, un mur de béton normal et de 40 cm d'épaisseur sépare, sur toute la hauteur de l'étage, les zones NA et NB (fig. 5) ;
- au niveau 506, un mur de béton normal de 80 cm interdit l'accès des zones PF et PG (fig. 5), où se trouvent les circuits de réfrigération du modérateur et des écrans, fortement radio-actifs.

A cela s'ajoute naturellement l'atténuation offerte par les planchers de la caverne, qui sont en béton ordinaire, leurs épaisseurs étant de 70 cm au niveau 516 et de 45 cm aux autres niveaux.

Les échangeurs d'ions et les filtres du circuit de purification d'eau lourde (niveau 506, zone PE) sont chacun revêtus d'un blindage en fer faisant partie intégrante de l'élément. Le circuit de purification du CO_2 est disposé au niveau 512 dans la partie qui en est inaccessible en service normal (zone ND).

L'exécution pratique des calculs amène un certain nombre de difficultés et de cas particuliers dans le détail desquels il serait trop long d'entrer, de même qu'il ne paraît pas opportun d'exposer ici par le menu les méthodes et les formules utilisées. Comme cas particulier, mentionnons par exemple la nécessité d'étudier l'irradiation que produit par réflexion sur la voûte d'une part, et sur l'air emmagasiné au-dessous d'autre part, le rayonnement gamma issu des échangeurs de chaleur du circuit primaire, du fait que ceux-ci ne sont pas entièrement blindés vers le haut.

En fin de compte, la carte d'irradiation se traduit par la figure 5 et le tableau 7, sur lequel on voit apparaître les taux d'irradiation produits en chaque point pour les divers circuits de réfrigération et de purification, les valeurs de chaque colonne étant elles-mêmes les sommes des taux d'irradiation produits par tous les éléments en lesquels les circuits ont été décomposés.

On notera, au sujet de ce tableau, que l'absence d'indication quant à l'irradiation produite en un point par un circuit déterminé ne signifie pas que celle-ci y est nulle, ce qui est physiquement impossible, mais qu'elle est négligeable vis-à-vis de celle produite par les autres circuits. On relèvera enfin que ce tableau n'inclut pas l'irradiation produite par le réacteur.

4. Accessibilité

L'Ordonnance fédérale concernant la protection contre les radiations prescrit que le taux d'irradiation des personnes professionnellement irradiées ne doit pas

TABLEAU 7

Taux d'irradiation, en mrem/h, produits par les circuits de réfrigération et de purification

Point ¹	Circuit primaire	Purification circuit primaire	Réfrigération modérateur	Purification modérateur	Réfrigération écrans	Réfrigération barres	Total
1	13,30	—	—	—	—	—	13,3
2	4,86	—	—	—	—	—	4,9
3	3,56	—	—	—	—	—	3,6
4	3,66	1,15	—	—	—	—	4,8
5	3,66	0,24	—	—	—	—	3,9
6	5,26	—	—	—	—	—	5,3
7	5,21	0,76	—	—	—	—	6,0
8	177,23	—	—	0,28	—	—	177,5
9	198,62	—	—	0,49	—	—	199,1
10	177,23	20	0,63	0,29	—	—	198,1
11	0,47	—	—	—	—	—	0,5
12	19,72	30	3,72	—	—	—	53,5
13	5,50	—	—	—	—	—	5,5
14	1,81	—	0,71	8,88	—	—	11,5
15	1,22	—	—	4,60	—	—	6,2
16	0,29	—	—	2,00	—	0,34	3,0
17	1,74	0,03	5,4	8,44	—	—	15,6
18	—	1,80	3540	0,08	100	—	3700
19	—	—	—	0,48	—	—	0,5
20	—	—	—	—	—	0,14	0,2
21	—	—	1,0	0,07	—	—	1,1

¹ La numérotation correspond aux points indiqués sur la figure 5.

excéder 3 rem/13 semaines, avec comme seconde condition que la dose cumulée à l'âge N (exprimé en années) doit rester inférieure à 5 (N-18) rem. Il résulte de cette seconde condition que la dose annuelle maximale pour une personne commençant à être professionnellement irradiée à 18 ans est de 5 rem.

L'accessibilité en chaque point de la caverne s'obtient alors en divisant le taux d'irradiation admissible par le taux d'irradiation effectif qui a été précédemment déterminé. Les résultats de ce simple calcul sont donnés au tableau 8, au sujet duquel on notera qu'y ont été introduits les taux d'irradiation produits par le réacteur tels que son constructeur les a calculés.

En se reportant à la figure 5, l'accessibilité de la caverne du réacteur se résume comme suit :

- le niveau 516 sera accessible pendant 600 à 800 h/an ;
- la majeure partie du niveau 512 ne sera pas accessible pendant le fonctionnement du réacteur mais, par contre, quelques zones auront un taux plus faible (25 à 30 mrem/h), permettant d'y séjourner 160 à 200 h/an ;
- le niveau 506 sera accessible en moyenne pendant 500 à 600 h/an, sauf en face du mur de protection du circuit de réfrigération du modérateur, où cette durée ne sera que de 300 h/an ;
- le niveau 499 sera accessible pendant 200 h/an environ.

La question est dès lors de savoir si ces accessibilités locales sont suffisantes. Le principal élément à considérer dans la réponse consiste à examiner si elles permettent notamment de procéder aux opérations courantes d'entretien et de surveillance dans des conditions

qui soient acceptables du point de vue de l'effectif du personnel. Ces opérations sont généralement effectuées au cours de rondes régulières à l'intérieur de la caverne, de telle sorte que l'exploitant est amené à définir un itinéraire de ronde et à estimer, pour un intervalle de

TABLEAU 8

Taux d'irradiation et accessibilité en divers points de la caverne du réacteur

Point ¹	Taux d'irradiation			Accessibilité calculée sur la base de 5 rem/an
	réacteur	circuits	total	
	mrem/h	mrem/h	mrem/h	h/an
1	2,5	13,3	15,8	316
2	2,5	4,9	7,4	675
3	2,5	3,6	6,1	820
4	2,5	4,8	7,3	685
5	2,5	3,9	6,4	780
6	2,5	5,3	7,8	640
7	2,5	5,6	8,1	617
8	25,0	177,5	202,5	25
9	25,0	199,1	224,1	22
10	25,0	198,1	223,1	22
11	25,0	0,5	25,5	197
12	25,0	53,5	78,5	64
13	25,0	5,5	30,5	164
14	5,0	11,5	16,5	303
15	5,0	6,2	11,2	446
16	5,0	3,0	8,0	625
17	5,0	15,6	20,6	243
18	5,0	~ 3700	~ 3700	~ 1
19	25,0	0,5	25,5	196
20	25,0	0,2	25,2	198
21	25,0	1,1	26,1	192

¹ La numérotation correspond aux points indiqués sur la figure 5.

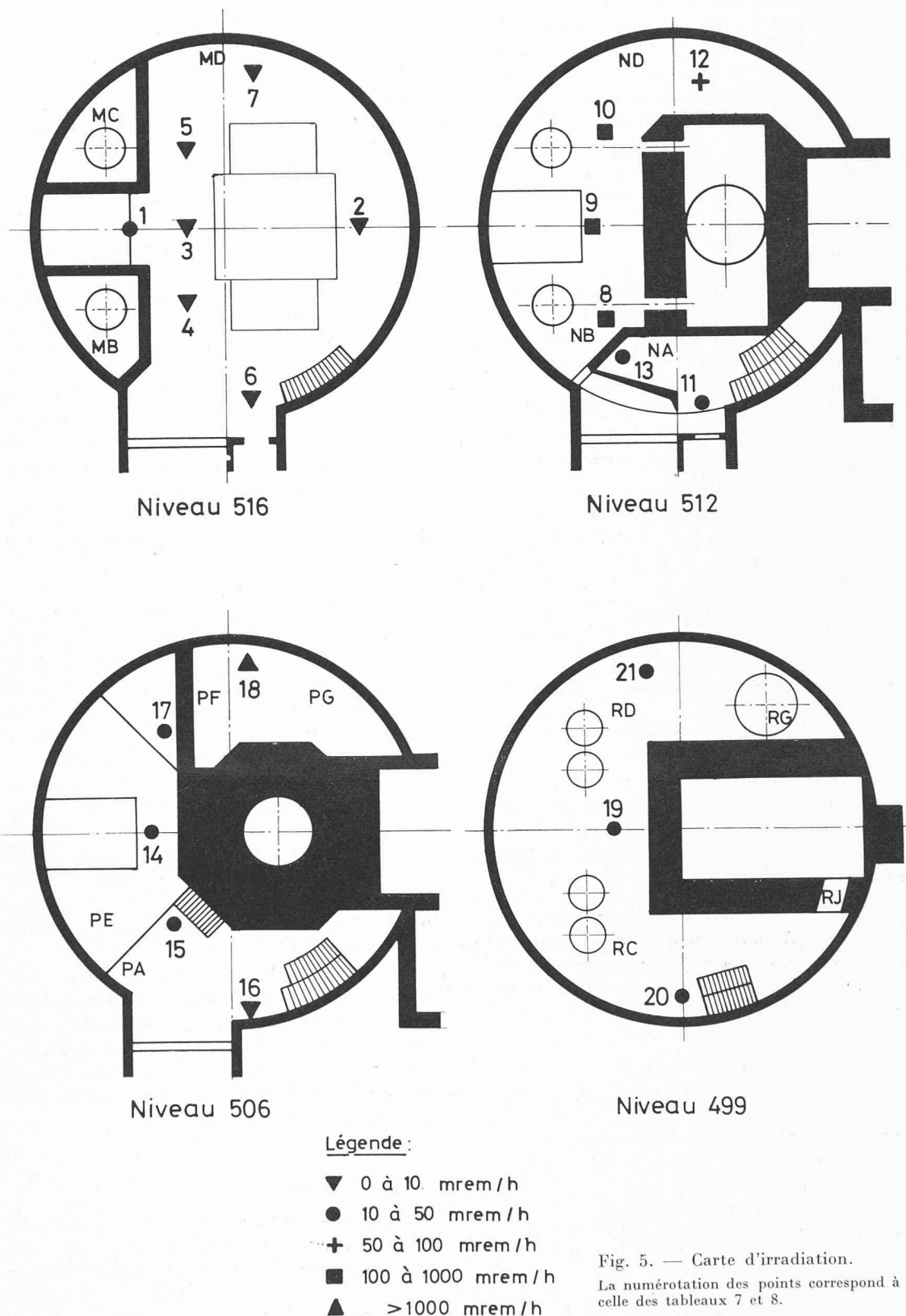


Fig. 5. — Carte d'irradiation.
La numérotation des points correspond à celle des tableaux 7 et 8.

temps déterminé, les durées de séjour aux divers endroits nécessaires à l'exécution des tâches requises : manœuvres occasionnelles d'organes, relevés de mesures, contrôle d'appareils, lubrification de paliers, etc.

En chacun de ces endroits, on obtiendra la dose d'irradiation qu'y recevra le personnel en multipliant la durée du séjour par le taux d'irradiation effectif. Ce premier calcul permet de vérifier qu'en chaque zone

l'accessibilité qui la caractérise autorise bien l'exécution des opérations qui doivent y être exécutées.

L'addition des diverses doses ainsi obtenues donne la valeur que recevra l'ensemble du personnel au cours de ces rondes à travers toute la caverne du réacteur, et cela pour l'intervalle de temps préalablement choisi. Elle est, dans le cas étudié, de 973 mrem pour chaque mois, soit 11,7 rem pour une année. Si l'on admet que

six équipes sont affectées aux rondes, chaque personne faisant partie de l'une d'entre elles sera soumise à une dose annuelle de 1,95 rem, valeur inférieure aux normes imposées par la loi. Si tel n'avait pas été le cas, il aurait fallu accroître l'accessibilité de certaines zones en adaptant en conséquence les blindages, ou bien diminuer les temps de séjour nécessaires, en recourant par exemple à des dispositifs de télécommande ou de télémesure, ou encore augmenter le nombre d'équipes.

5. Irradiation interne

La contribution de l'irradiation interne (contamination de l'air de la caverne du réacteur par les fuites du circuit primaire) à l'irradiation totale est faible par rapport à celle de l'irradiation externe. En effet, une estimation de la contamination de l'air de la caverne du réacteur par les fuites du circuit primaire, lorsque le réacteur fonctionne normalement à la puissance nominale, a été faite avec les hypothèses suivantes :

- Volume de la caverne du réacteur 4300 m³
- Masse de CO₂ dans le circuit primaire 1900 kg
- Débit-masse du système de purification du circuit primaire . . . 0,4 kg/s
- Débit-masse des fuites du circuit primaire (fuites non captées) . . . 120 kg/jour
- Débit-volume d'appoint d'air frais pour la ventilation de la caverne du réacteur 2000 m³/h

La contamination de l'air est causée par :

- l'activité intrinsèque du CO₂ (N¹⁶, O¹⁹) ;
- l'activité d'impureté du CO₂ (A⁴¹) ;
- la contamination des gaines (10⁻⁸ g U-O, 96 %/cm² sur une surface totale de 360 m²)¹ et du zirconium (3,5 ppm U-O, 96 %) ¹ par l'uranium (tous les produits de fission).

La contamination due à chaque nuclide considéré a été exprimée en CMA², de façon qu'en additionnant ces valeurs on obtienne une grandeur représentative du risque d'irradiation interne. Les résultats de ces calculs figurent dans le tableau 9.

TABLEAU 9

Contamination de la caverne du réacteur par le CO₂ irradié

Activité	Nuclides	Ci/m ³	CMA 40 heures ³
intrinsèque du CO ₂	N ¹⁶	6,3 . 10 ⁻⁹	2 . 10 ⁻²
	O ¹⁹	1,1 . 10 ⁻⁸	5 . 10 ⁻³
impureté du CO ₂	A ⁴¹	3,0 . 10 ⁻⁶	1,5
produits de fission	gaz rares	4,6 . 10 ⁻⁸	5 . 10 ⁻²
	iodes	9,9 . 10 ⁻⁹	7 . 10 ⁻²
	solides	5,0 . 10 ⁻⁸	7 . 10 ⁻²
totale		3,1 . 10 ⁻⁶	1,7

¹ Contamination superficielle maximale admissible correspondant aux spécifications de fabrication.

² Selon l'Ordonnance fédérale concernant la protection contre les radiations du 19 avril 1963 (appendice I), la CMA (= Concentration maximale admissible) est la concentration d'un nuclide radio-actif

Ces résultats font apparaître l'importance de la contamination par l'argon 41 résultant de l'activation de l'argon 40 contenu dans le CO₂ (5 ppm)⁴.

L'irradiation interne subie par le personnel peut être estimée en tenant compte de la durée de séjour dans la caverne. En effet, le temps total durant lequel l'ensemble du personnel de ronde est soumis au risque de contamination interne est estimé à 3820 minutes par mois, soit 880 minutes par semaine. Comme il y a six équipes qui se répartissent ce travail, le temps moyen pendant lequel chaque rondier reste à l'intérieur de la caverne du réacteur est d'environ 150 minutes, soit 2,5 heures par semaine. Chaque rondier reçoit ainsi près de 11 % (soit 1,7 fois la fraction 2,5 heures/40 heures) de la dose maximale qui serait admissible par contamination interne si cette forme de risque était la seule à considérer, c'est-à-dire si le personnel de ronde n'était pas soumis simultanément à une irradiation externe. En fait, il faut considérer que les effets des deux formes d'irradiations interne et externe s'additionnent et contribuent à l'irradiation totale.

Les valeurs mentionnées ci-dessus pour l'irradiation interne et celles données par ailleurs pour l'irradiation externe montrent que cette dernière forme d'irradiation est nettement prépondérante.

Bien que l'étude de la contamination de l'air repose sur des hypothèses difficiles à établir (importance des fuites du circuit primaire, de la contamination superficielle des gaines par l'uranium, etc.), on a de bonnes raisons de penser que l'estimation donnée correspond à une limite supérieure. On a supposé en effet que l'iode libéré dans le circuit restait mélangé au gaz et contaminait les gaz de fuites dans des proportions correspondant à celles du gaz dans le circuit. Cette hypothèse, certainement prudente, est en contradiction avec l'expérience faite dans les réacteurs anglais. Dans ces derniers, on ne constate aucune contamination du CO₂ ou de l'atmosphère des locaux par l'iode. On suppose qu'un phénomène d'absorption important fixe ce nuclide sur les parois internes du circuit primaire.

En outre, on a fait la même hypothèse pour les produits de fission solides vraisemblablement retenus en majeure partie dans le circuit. Les faibles quantités de ces produits qui parviendraient néanmoins dans la caverne seraient retenues par les filtres de l'installation de recyclage de l'air de cette caverne (débit 40 000 m³/h, soit près de dix cycles par heure).

5. Remarque finale

Pendant le fonctionnement de la centrale, la concordance s'est révélée satisfaisante entre les taux d'irradiation calculés et les valeurs mesurées. Celles-ci étaient, en effet, inférieures d'un facteur 1,5 à 5 en 16 points de mesure et d'un facteur 15 à 50 en 3 points. Par

dans l'air inhalé ou dans l'eau de boisson, qui, par une absorption continue, occasionne dans l'organe critique correspondant la dose maximale admissible, laquelle, dans l'état actuel des connaissances scientifiques, entraîne un risque de dommages corporels ou génétiques négligeable.

³ Calculée pour une activité professionnelle continue de 40 heures par semaine.

⁴ L'activité de l'argon 40 contenu dans le CO₂ a été calculée en considérant la valeur du flux de neutrons thermiques dans le modérateur et non dans le CO₂. Il en résulte une surestimation de l'activité de l'argon 41 de l'ordre de 30 % au moins.

contre, en deux endroits, l'irradiation était nettement plus élevée que prévue. Ainsi, le plancher du réacteur a dû être pourvu d'écrans supplémentaires pour diminuer le débit de dose provenant des neutrons rapides et ramener le débit de dose total aux valeurs prévues, soit 25 mrem/h. En un point de l'étage inférieur de la caverne du réacteur (étage 499), le débit de dose mesuré était le double de ce qui avait été prévu, ce qui n'avait pas de conséquence, le local en question étant peu fréquenté pendant la marche en puissance du réacteur.

Pour interpréter correctement ces résultats, il convient de considérer d'une part les nombreuses approximations et simplifications qu'il était nécessaire d'apporter dans les calculs pour déterminer l'activité des fluides des différents circuits, la géométrie des équipements et des

écrans et, d'autre part, l'importance des facteurs d'atténuation des radiations apportés par les écrans et qui atteint 10^{10} pour les écrans du réacteur.

De plus, le souci d'avoir une protection suffisante avait conduit systématiquement à surdimensionner quelque peu les écrans. Pour ces différentes raisons, les valeurs mesurées de l'irradiation sont normalement comprises entre 30 et 100 % de la valeur calculée. C'est bien ce qui a été constaté lors de la mise en service ; la validité des méthodes de calcul et la manière de les appliquer se trouvent ainsi confirmées.

Adresse des auteurs :
F. Vermeille et P. Verstraete, c/o Bonnard & Gardel,
ingénieurs-conseils S.A., 10, avenue de la Gare,
1000 Lausanne.

CARNET DES CONCOURS

Centre secondaire supérieur du Nord vaudois, Yverdon

CONCOURS-SOUMISSION

L'Etat de Vaud ouvrira, le 3 décembre 1969, un concours-soumission pour la construction d'un bâtiment comportant deux salles de gymnastique pouvant n'en faire qu'une (salle omnisports), première étape du Centre secondaire supérieur du Nord vaudois, complexe d'un cube total de 90 000 m³, et pour l'aménagement d'un terrain de sport.

L'Etat de Vaud fournira un plan de situation à l'échelle 1 : 500, les plans de base du bâtiment à l'échelle 1 : 100, un dossier complet des spécifications et les règles à respecter pour les fondations.

Les concurrents auront à fournir les plans prêts à être mis à l'enquête et les plans de détail ; ils devront s'engager à livrer la construction complète pour le prix et dans les délais qu'ils indiqueront. Les prix des fondations seront à forfait par unité d'espèce.

L'offre devra être conforme au projet de base et aux spécifications. En supplément, les concurrents pourront présenter des variantes.

L'échelonnement des travaux est prévu de la façon suivante :

Dépôt des offres : 1^{er} mars 1970

Adjudication : fin mars 1970

Les utilisateurs souhaitent pouvoir occuper les salles au début de l'hiver 1970-71.

Règles pour l'inscription

Seuls peuvent s'inscrire les bureaux techniques (architectes, ingénieurs), les entreprises générales ou les groupes d'entreprises établis en Suisse, susceptibles de présenter une offre pour l'ensemble des travaux. En s'inscrivant, les concurrents devront donner des indications sommaires sur leur organisation et les noms de leurs principaux associés ou sous-traitants.

L'Etat de Vaud, désirant limiter à six au maximum

le nombre des concurrents, se réserve d'arrêter lui-même leur liste définitive sur la base des indications qui précèdent. Chaque concurrent qui aura remis une offre complète recevra une indemnité de Fr. 10 000.—.

Les inscriptions seront reçues jusqu'au 27 novembre 1969, à 18 h., au Département des travaux publics, Office des bâtiments, place de la Riponne 10, Lausanne.

INFORMATIONS DIVERSES

Le traitement anodique de l'aluminium

I. Introduction

Les traitements d'anodisation de l'aluminium, qui ont pris un essor considérable, sont surtout connus par les possibilités qu'ils offrent dans le domaine de la protection et de la décoration. OXAL y fut un pionnier, car son fondateur, M. A. Oechslin, a été le premier à promouvoir l'utilisation des alliages de haute pureté pour l'anodisation décorative (bijouterie fantaisie, boîtes de montres, lunettes). Il a ensuite étendu ses recherches sur l'anodisation technique et a réalisé la mise au point et le perfectionnement de son propre procédé d'anodisation du traitement anodique dur de l'aluminium et de ses alliages. Aujourd'hui, OXAL, avec ses deux usines modernes et récentes de Genève et de Saint-Julien (Haute-Savoie), dispose de l'équipement spécial le plus puissant existant en Europe.

II. L'anodisation à but décoratif

L'oxydation anodique de l'aluminium, ou anodisation, est un procédé permettant de remplacer la pellicule naturelle d'oxyde extrêmement fine recouvrant l'aluminium par une couche artificielle notablement plus épaisse et incolore (anodisation couleur naturelle). Ce traitement redonne à la pièce la couleur naturelle de l'aluminium et augmente sa dureté superficielle et sa résistance à la corrosion.

Pour les buts décoratifs, la couche d'oxyde, d'une épaisseur normale de 10 à 20 microns, peut facilement être colorée (or, bronze, noir, rouge, bleu, vert, etc.).

A l'aide de certains procédés (décalque, sérigraphie, deuxième anodisation et coloration après gravure) on arrive, en outre, à reproduire des textes, dessins ou motifs en couleurs inaltérables incorporées dans la couche anodisée.

Pour le choix des alliages et la préparation des surfaces à faire avant anodisation, on consultera utilement la Norme provisoire VSM 37 250 de la Société suisse des constructeurs de machines (Zurich).

Citons, comme exemples d'anodisation décorative OXAL : des lettres, motifs découpés et plaques gravées pour enseignes, des bijoux et boîtes de montres fantaisie, des boîtiers et châssis pour appareils de mesure et appareils électroniques, des disques de quantités pour les montres.

Rédaction : F. VERMEILLE, ingénieur

DOCUMENTATION GÉNÉRALE

Voir pages 11 et 12 des annonces

SERVICE TECHNIQUE SUISSE DE PLACEMENT

(Voir page 14 des annonces)