

**NORME  
INTERNATIONALE  
INTERNATIONAL  
STANDARD**

**CEI  
IEC**

**60231F**

Première édition  
First edition  
1977-01

---

---

**Sixième complément à la Publication 60231 (1967)**

**Principes généraux de l'instrumentation  
des réacteurs nucléaires**

Réacteurs générateurs de vapeur, à cycle direct,  
modérés à l'eau lourde

**Sixth supplement to Publication 60231 (1967)**

**General principles of nuclear reactor  
instrumentation**

Steam generating, direct cycle,  
heavy-water moderated reactors



Numéro de référence  
Reference number  
CEI/IEC 60231F: 1977

## Numéros des publications

Depuis le 1er janvier 1997, les publications de la CEI sont numérotées à partir de 60000.

## Publications consolidées

Les versions consolidées de certaines publications de la CEI incorporant les amendements sont disponibles. Par exemple, les numéros d'édition 1.0, 1.1 et 1.2 indiquent respectivement la publication de base, la publication de base incorporant l'amendement 1, et la publication de base incorporant les amendements 1 et 2.

## Validité de la présente publication

Le contenu technique des publications de la CEI est constamment revu par la CEI afin qu'il reflète l'état actuel de la technique.

Des renseignements relatifs à la date de reconfirmation de la publication sont disponibles dans le Catalogue de la CEI.

Les renseignements relatifs à des questions à l'étude et des travaux en cours entrepris par le comité technique qui a établi cette publication, ainsi que la liste des publications établies, se trouvent dans les documents ci-dessous:

- **«Site web» de la CEI\***
- **Catalogue des publications de la CEI**  
Publié annuellement et mis à jour régulièrement  
(Catalogue en ligne)\*
- **Bulletin de la CEI**  
Disponible à la fois au «site web» de la CEI\* et comme périodique imprimé

## Terminologie, symboles graphiques et littéraux

En ce qui concerne la terminologie générale, le lecteur se reportera à la CEI 60050: *Vocabulaire Electrotechnique International* (VEI).

Pour les symboles graphiques, les symboles littéraux et les signes d'usage général approuvés par la CEI, le lecteur consultera la CEI 60027: *Symboles littéraux à utiliser en électrotechnique*, la CEI 60417: *Symboles graphiques utilisables sur le matériel. Index, relevé et compilation des feuilles individuelles*, et la CEI 60617: *Symboles graphiques pour schémas*.

\* Voir adresse «site web» sur la page de titre.

## Numbering

As from 1 January 1997 all IEC publications are issued with a designation in the 60000 series.

## Consolidated publications

Consolidated versions of some IEC publications including amendments are available. For example, edition numbers 1.0, 1.1 and 1.2 refer, respectively, to the base publication, the base publication incorporating amendment 1 and the base publication incorporating amendments 1 and 2.

## Validity of this publication

The technical content of IEC publications is kept under constant review by the IEC, thus ensuring that the content reflects current technology.

Information relating to the date of the reconfirmation of the publication is available in the IEC catalogue.

Information on the subjects under consideration and work in progress undertaken by the technical committee which has prepared this publication, as well as the list of publications issued, is to be found at the following IEC sources:

- **IEC web site\***
- **Catalogue of IEC publications**  
Published yearly with regular updates  
(On-line catalogue)\*
- **IEC Bulletin**  
Available both at the IEC web site\* and as a printed periodical

## Terminology, graphical and letter symbols

For general terminology, readers are referred to IEC 60050: *International Electrotechnical Vocabulary* (IEV).

For graphical symbols, and letter symbols and signs approved by the IEC for general use, readers are referred to publications IEC 60027: *Letter symbols to be used in electrical technology*, IEC 60417: *Graphical symbols for use on equipment. Index, survey and compilation of the single sheets* and IEC 60617: *Graphical symbols for diagrams*.

\* See web site address on title page.

**NORME  
INTERNATIONALE  
INTERNATIONAL  
STANDARD**

**CEI  
IEC**

**60231F**

Première édition  
First edition  
1977-01

---

---

**Sixième complément à la Publication 60231 (1967)**

**Principes généraux de l'instrumentation  
des réacteurs nucléaires**

Réacteurs générateurs de vapeur, à cycle direct,  
modérés à l'eau lourde

**Sixth supplement to Publication 60231 (1967)**

**General principles of nuclear reactor  
instrumentation**

Steam generating, direct cycle,  
heavy-water moderated reactors

© IEC 1977 Droits de reproduction réservés — Copyright - all rights reserved

Aucune partie de cette publication ne peut être reproduite ni  
utilisée sous quelque forme que ce soit et par aucun  
procédé, électronique ou mécanique, y compris la photo-  
copie et les microfilms, sans l'accord écrit de l'éditeur.

No part of this publication may be reproduced or utilized in  
any form or by any means, electronic or mechanical,  
including photocopying and microfilm, without permission in  
writing from the publisher.

International Electrotechnical Commission  
Telefax: +41 22 919 0300

3, rue de Varembé Geneva, Switzerland  
e-mail: [inmail@iec.ch](mailto:inmail@iec.ch) IEC web site <http://www.iec.ch>



Commission Electrotechnique Internationale  
International Electrotechnical Commission  
Международная Электротехническая Комиссия

CODE PRIX  
PRICE CODE

**K**

*Pour prix, voir catalogue en vigueur  
For price, see current catalogue*

## SOMMAIRE

	Pages
PRÉAMBULE . . . . .	4
PRÉFACE . . . . .	4
Articles	
1. Introduction . . . . .	6
1.1 Généralités . . . . .	6
1.2 Domaine d'application . . . . .	6
1.3 Prescriptions générales . . . . .	6
1.4 Définitions . . . . .	6
2. Mesures du débit de fluence des neutrons . . . . .	8
2.2 Détecteurs de neutrons . . . . .	8
2.4 Instrumentation de mesure du débit de fluence des neutrons . . . . .	8
2.7 Mesure de la distribution du débit de fluence . . . . .	8
3. Mesures de températures . . . . .	8
3.1 Considérations générales . . . . .	8
3.2 Effet de l'irradiation sur la précision des mesures de température . . . . .	10
3.3 Mesure de la température du combustible . . . . .	10
3.4 Mesure de la température du modérateur . . . . .	10
3.5 Mesure de la température du fluide de refroidissement . . . . .	10
3.6 Mesures des températures jugées d'importance vitale pour la sécurité du réacteur . . . . .	10
3.9 Mesure de la température de l'eau d'alimentation . . . . .	10
4. Mesures intéressant le fluide de refroidissement . . . . .	12
4.1 Considérations générales . . . . .	12
4.2 Débit du fluide de refroidissement . . . . .	12
4.3 Pression du fluide de refroidissement . . . . .	14
4.4 Niveau du fluide de refroidissement . . . . .	14
4.5 Fuites du fluide de refroidissement . . . . .	14
4.6 Pureté du fluide de refroidissement et du modérateur . . . . .	16
4.7 Activité du fluide de refroidissement . . . . .	16
4.8 Pression du système d'enceinte de confinement . . . . .	16
5. Système de protection . . . . .	16
5.4 Fonctions du système de protection . . . . .	16
5.9 Conception du système de verrouillage de sécurité . . . . .	18
5.12 Variables caractéristiques de sécurité à contrôler en permanence . . . . .	18

## CONTENTS

	Page
FOREWORD . . . . .	5
PREFACE . . . . .	5
Clause	
1. Introduction . . . . .	7
1.1 General . . . . .	7
1.2 Scope . . . . .	7
1.3 General requirements . . . . .	7
1.4 Definitions . . . . .	7
2. Neutron fluence rate (flux) measurements . . . . .	9
2.2 Neutron detectors . . . . .	9
2.4 Instrumentation for neutron fluence rate (flux) measurement . . . . .	9
2.7 Measurement of fluence rate (flux) distribution . . . . .	9
3. Temperature measurements . . . . .	9
3.1 General considerations . . . . .	9
3.2 Effect of irradiation on accuracy of temperature measurements . . . . .	11
3.3 Measurement of fuel temperature . . . . .	11
3.4 Measurement of moderator temperature . . . . .	11
3.5 Measurement of coolant temperature . . . . .	11
3.6 Measurements of temperatures which are considered to be vital for reactor safety . . . . .	11
3.9 Measurement of feed water temperature . . . . .	11
4. Coolant measurements . . . . .	13
4.1 General considerations . . . . .	13
4.2 Coolant flow . . . . .	13
4.3 Coolant pressure . . . . .	15
4.4 Coolant level . . . . .	15
4.5 Coolant leakage . . . . .	15
4.6 Coolant and moderator purity . . . . .	17
4.7 Coolant activity . . . . .	17
4.8 Containment system pressure . . . . .	17
5. Protection system . . . . .	17
5.4 Functions within protection system . . . . .	17
5.9 Design of safety interlock system . . . . .	19
5.12 Safety monitoring parameters . . . . .	19

COMMISSION ÉLECTROTECHNIQUE INTERNATIONALE

---

SIXIÈME COMPLÉMENT À LA PUBLICATION 231 (1967)  
**PRINCIPES GÉNÉRAUX DE L'INSTRUMENTATION DES RÉACTEURS  
NUCLÉAIRES**  
**RÉACTEURS GÉNÉRATEURS DE VAPEUR, À CYCLE DIRECT, MODÉRÉS À L'EAU LOURDE**

---

PRÉAMBULE

- 1) Les décisions ou accords officiels de la CEI en ce qui concerne les questions techniques, préparés par des Comités d'Etudes où sont représentés tous les Comités nationaux s'intéressant à ces questions, expriment dans la plus grande mesure possible un accord international sur les sujets examinés.
- 2) Ces décisions constituent des recommandations internationales et sont agréées comme telles par les Comités nationaux.
- 3) Dans le but d'encourager l'unification internationale, la CEI exprime le vœu que tous les Comités nationaux adoptent dans leurs règles nationales le texte de la recommandation de la CEI, dans la mesure où les conditions nationales le permettent. Toute divergence entre la recommandation de la CEI et la règle nationale correspondante doit, dans la mesure du possible, être indiquée en termes clairs dans cette dernière.

PRÉFACE

La présente norme a été établie par le Sous-Comité 45A : Instrumentation des réacteurs, du Comité d'Etudes N° 45 de la CEI : Instrumentation nucléaire.

Elle constitue le sixième complément à la Publication 231 de la CEI : Principes généraux de l'instrumentation des réacteurs nucléaires.

Des projets furent discutés lors des réunions tenues à Washington en 1970, à Bucarest en 1971, à Londres en 1972 et à La Haye en 1973. A la suite de cette dernière réunion, un projet, document 45A(Bureau Central)33, fut soumis à l'approbation des Comités nationaux suivant la Règle des Six Mois en mai 1975.

Les pays suivants se sont prononcés explicitement en faveur de la publication :

Afrique du Sud (République d')	Roumanie
Belgique	Royaume-Uni
Canada	Suisse
Etats-Unis d'Amérique	Turquie
France	Union des Républiques Socialistes Soviétiques
Italie	Yougoslavie
Pologne	

---

INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION

---

SIXTH SUPPLEMENT TO PUBLICATION 231 (1967)  
**GENERAL PRINCIPLES OF NUCLEAR REACTOR INSTRUMENTATION**

**STEAM GENERATING, DIRECT CYCLE, HEAVY-WATER MODERATED REACTORS**

---

FOREWORD

- 1) The formal decisions or agreements of the IEC on technical matters, prepared by Technical Committees on which all the National Committees having a special interest therein are represented, express, as nearly as possible, an international consensus of opinion on the subjects dealt with.
- 2) They have the form of recommendations for international use and they are accepted by the National Committees in that sense.
- 3) In order to promote international unification, the IEC expresses the wish that all National Committees should adopt the text of the IEC recommendation for their national rules in so far as national conditions will permit. Any divergence between the IEC recommendation and the corresponding national rules should, as far as possible, be clearly indicated in the latter.

PREFACE

This standard has been prepared by Sub-Committee 45A, Reactor Instrumentation, of IEC Technical Committee No. 45, Nuclear Instrumentation.

It constitutes the sixth supplement to IEC Publication 231, General Principles of Nuclear Reactor Instrumentation.

Drafts were discussed at the meetings held in Washington in 1970, in Bucharest in 1971, in London in 1972 and in The Hague in 1973. As a result of this last meeting, a draft, Document 45A(Central Office)33, was submitted to the National Committees for approval under the Six Months' Rule in May 1975.

The following countries voted explicitly in favour of publication:

Belgium	Switzerland
Canada	Turkey
France	Union of Soviet
Italy	Socialist Republics
Poland	United Kingdom
Romania	United States of America
South Africa (Republic of)	Yugoslavia

---

SIXIÈME COMPLÈMENT À LA PUBLICATION 231 (1967)  
**PRINCIPES GÉNÉRAUX DE L'INSTRUMENTATION DES RÉACTEURS  
NUCLÉAIRES**  
RÉACTEURS GÉNÉRATEURS DE VAPEUR, À CYCLE DIRECT, MODÉRÉS  
À L'EAU LOURDE

---

1. Introduction

1.1 Généralités

Le présent complément a pour but d'établir des prescriptions normales pour les réacteurs générateurs de vapeur, modérés à l'eau lourde, qui opèrent par cycle direct. Ces prescriptions s'ajoutent à celles des publications 231 de la CEI: Principes généraux de l'instrumentation des réacteurs nucléaires, et 231A: Premier complément.

La numérotation des articles de ce complément concorde avec les articles des Publications 231 et 231A de la CEI auxquels ils se rapportent.

Les articles d'application générale, qui devraient être inclus dans la Publication 231 de la CEI quand elle sera révisée, sont marqués d'un astérisque.

1.2 *Domaine d'application*

1.2.1 Ce complément concerne les principes généraux de l'instrumentation des réacteurs générateurs de vapeur, à cycle direct, modérés à l'eau lourde, ayant les caractéristiques suivantes:

- a) Combustible légèrement enrichi, à gaine métallique, contenu dans un tube sous pression.
- b) Refroidissement par circulation forcée d'eau ordinaire avec ébullition dans les tubes sous pression, selon un système à cycle direct.
- c) Système de modérateur à l'eau lourde qui peut avoir des possibilités de régulation à court terme par variation du niveau du modérateur et à long terme par variation de la concentration d'un absorbeur soluble de neutrons.

1.2.2 Le cœur du réacteur, les circuits de refroidissement et le circuit du modérateur sont généralement placés dans une enveloppe fermée, appelée enceinte de confinement. Le but de cette dernière est de retenir toute activité qui pourrait résulter d'une rupture dans les circuits de refroidissement ou du modérateur.

1.3 *Prescriptions générales*

1.3.4 Le paramètre le plus important est la température de la gaine du combustible qui peut être maintenue à l'intérieur de limites sûres en utilisant la méthode prescrite au paragraphe 3.3.

1.4 *Définitions\*\**

*Canal*: Tube de pression avec son contenu, combustible ou fluide de refroidissement.

---

\*\* Dans cette publication seulement.

SIXTH SUPPLEMENT TO PUBLICATION 231 (1967)  
GENERAL PRINCIPLES OF NUCLEAR REACTOR INSTRUMENTATION  
STEAM GENERATING, DIRECT CYCLE, HEAVY-WATER MODERATED REACTORS

---

1. Introduction

1.1 *General*

The purpose of this supplement is to lay down standard requirements pertaining to steam generating heavy-water moderated reactors which operate in the direct cycle mode. These requirements are in addition to those given in IEC Publications 231, General Principles of Nuclear Reactor Instrumentation, and 231A, First supplement.

The numbering of the clauses in this supplement is in line with the clauses of IEC Publications 231 and 231A to which they refer.

Clauses which are generally applicable and should be included in IEC Publication 231 when it is revised are marked with an asterisk.

1.2 *Scope*

1.2.1 This supplement covers the general principles for instrumentation of steam generating, direct cycle, heavy-water moderated reactors having the following characteristics:

- a) Slightly enriched fuel, metal-clad, contained within a pressure tube construction.
- b) Cooled by forced circulation of light water, with boiling occurring within the pressure tube, and operating in a direct cycle mode.
- c) Heavy-water moderator system which may have facilities for short-term control by variation of moderator level, and long-term control by variation of the concentration of a soluble neutron absorber.

1.2.2 The reactor core, the coolant circuits and the moderator circuit are usually located within an enclosed volume known as the containment. The purpose of the latter is to contain any activity which may result from a breach of the coolant or moderator circuits.

1.3 *General requirements*

1.3.4 The parameter of greatest concern is the fuel cladding temperature which can be maintained within safe limits by using the method specified in Sub-clause 3.3.

1.4 *Definitions\*\**

*Channel*: A pressure tube with the enclosed fuel and coolant.

---

\*\* For this publication only.

## 2. Mesures du débit de fluence des neutrons

### 2.2 Détecteurs de neutrons

2.2.1 b) Il est généralement possible de placer les détecteurs de neutrons nécessaires pour couvrir toute l'étendue de mesure en dehors du réservoir du modérateur dans une région de basse température.

2.2.2 L'installation des détecteurs de neutrons devrait être faite de façon à modifier le moins possible la relation entre le débit mesuré de fluence des neutrons et la puissance du réacteur. La principale modification de cette relation est susceptible de se produire durant des variations de niveau du modérateur et il convient de prévoir des moyens de compenser les indications de débit de fluence des neutrons fondées sur des mesures du niveau du modérateur.

Quand on effectue une telle compensation sur le système de protection concernant le débit de fluence des neutrons, l'ensemble de surveillance de sécurité du niveau du modérateur doit être conforme aux prescriptions de la Publication 231A de la CEI.

### 2.4 Instrumentation de mesure du débit de fluence des neutrons

#### 2.4.3 Ensemble de mesure logarithmique du courant

\* 2.4.3.2 Un déclenchement dû à la période peut ne pas être souhaitable au-dessus d'un niveau de puissance prédéterminé, et il peut être judicieux d'avoir une possibilité conditionnelle de passer outre; dans ce cas, cette possibilité devrait être incluse dans le système de protection et conçue de telle façon qu'elle sera automatiquement annulée aux puissances inférieures au niveau prédéterminé.

### 2.7 Mesure de la distribution du débit de fluence

Un contrôle permanent du débit de fluence dans le cœur peut être prévu pour déterminer la distribution du débit de fluence des neutrons dans le cœur et permettre une appréciation plus précise et détaillée de la distribution de la puissance; on peut également l'utiliser pour faciliter la gestion effective du combustible en vue d'obtenir du cœur une puissance et une durée de vie maximales.

Les mesures décrites dans le paragraphe 4.2.5 peuvent être utilisées pour indiquer la distribution radiale de puissance et en déduire la distribution du débit de fluence des neutrons.

## 3. Mesures de températures

### 3.1 Considérations générales

3.1.1 Les mesures de températures du combustible, de la gaine et du fluide de refroidissement à la sortie peuvent ne pas être nécessaires, car le transfert de chaleur du combustible au fluide de refroidissement, dans la plage spécifiée de puissance, se produit avec le fluide de refroidissement dans des conditions de saturation.

Les températures sont déterminées par la pression du fluide de refroidissement. Une protection suffisante contre les excursions de température est fournie par un système de protection utilisant les mesures de débit de fluence des neutrons, ainsi que de pression et de débit du fluide de refroidissement.

\* 3.1.2 Les dispositifs de rechange pour les mesures de températures, s'ils sont installés, doivent être prêts à être raccordés dans un emplacement accessible.

## 2. Neutron fluence rate (flux) measurements

### 2.2 Neutron detectors

2.2.1 *b)* It is usually possible to locate the neutron detectors necessary to cover the full range of the measurement outside the moderator tank in a region of low temperature.

2.2.2 The installation of the neutron detectors should be so arranged as to minimize changes in the relationship between the measured neutron fluence rate (flux) and reactor power. The major change in this relationship is likely to occur during changes of moderator level and consideration should be given to the provision of means for compensating the neutron fluence rate (flux) signals based on measurements of moderator level.

Where such compensation is applied to the neutron fluence rate (flux) protection system, the moderator level safety monitoring assembly shall be in accordance with the requirements of IEC Publication 231A.

### 2.4 Instrumentation for neutron fluence rate (flux) measurement

#### 2.4.3 Logarithmic current measuring assembly

\* 2.4.3.2 A period trip may be undesirable above a predetermined power level, in which case a conditional override facility may be advisable; if so, this facility should be part of the protection system and arranged so that the override is automatically removed at powers below the predetermined power level.

### 2.7 Measurement of fluence rate (flux) distribution

In-core fluence rate (flux) monitoring may be provided to assess neutron fluence rate (flux) distribution within the core and to allow a more accurate assessment of the detailed power distribution: it may also be used to facilitate effective fuel management with a view to obtaining the maximum output and life from the core.

The measurements described in Sub-clause 4.2.5 may be used to give the radial power distribution and inferred neutron fluence rate (flux) distribution.

## 3. Temperature measurements

### 3.1 General considerations

3.1.1 The measurements of temperature of the fuel, the fuel cladding and the coolant outlet may not be necessary because the heat transfer from the fuel to the coolant in the specified operating power range occurs with the coolant at saturation conditions.

The temperatures are determined by coolant pressure. Adequate protection against temperature excursions is provided by the protection system using the measurements of neutron fluence rate, coolant pressure and flow.

\* 3.1.2 Installed spare temperature measuring devices should be cabled out to an accessible location.

### 3.2 *Effet de l'irradiation sur la précision des mesures de température*

Les sondes thermométriques sont placées en dehors des zones de fort débit de fluence des neutrons ou de rayonnement gamma afin d'éviter tout effet néfaste dû à l'irradiation.

### 3.3 *Mesure de la température du combustible*

Si le refroidissement du combustible est maintenu dans la limite du «dénoyage», la température de la gaine est pratiquement celle du fluide de refroidissement à cause de la valeur élevée du coefficient de transfert thermique. Le refroidissement est maintenu dans la limite du dénoyage en contrôlant en permanence la puissance du canal comme il est indiqué au paragraphe 4.2.5. Par conséquent, une mesure de la température du combustible n'est pas nécessaire.

### 3.4 *Mesure de la température du modérateur*

La conception du réacteur est telle que la vitesse de variation de température du modérateur et les changements de réactivité qui en résultent soient faibles et restent à l'intérieur des possibilités du système de régulation de la réactivité.

Pour refroidir, le modérateur circule du cœur vers les échangeurs thermiques externes: il faut mesurer la température du modérateur à l'entrée et à la sortie pour les besoins du système de protection.

### 3.5 *Mesure de la température du fluide de refroidissement*

#### 3.5.1 *Généralités*

La mesure de la température du fluide de refroidissement à la sortie du réacteur n'est pas nécessaire, ce fluide étant dans des conditions de saturation comme cela est indiqué au paragraphe 3.1.1. Une mesure de la pression du fluide de refroidissement, comme il est prescrit à l'article 4, est plus sensible et fournit des renseignements plus significatifs à l'opérateur.

#### 3.5.2 *Température du fluide de refroidissement à l'entrée et à la sortie du réacteur*

Il convient de mesurer la température du fluide de refroidissement à chaque distributeur d'entrée dans le réacteur alimenté séparément à partir du collecteur de vapeur correspondant. Ces mesures fournissent en principe des indications utiles à l'opérateur.

#### 3.5.3 *Température du fluide de refroidissement à la sortie des canaux*

Cette mesure n'est pas nécessaire dans les réacteurs de ce type pour les raisons indiquées aux paragraphes 3.1.1 et 3.3.

### 3.6 *Mesures des températures jugées d'importance vitale pour la sécurité du réacteur*

Les mesures des températures décrites dans ce paragraphe ne sont pas utilisées pour l'arrêt d'urgence de sécurité. Celles qui sont nécessaires pour les dispositifs d'alerte seront prévues conformément aux normes du système de protection.

### 3.9 *Mesure de la température de l'eau d'alimentation*

L'eau d'alimentation est envoyée directement dans le circuit de refroidissement du réacteur au niveau du collecteur de vapeur. La mesure de la température de l'eau d'alimentation à l'entrée de ce collecteur doit être prévue pour les raisons suivantes:

- a) Elle est nécessaire pour la détermination de la puissance thermique totale fournie par le réacteur.
- b) Une variation de température de l'alimentation affecte directement la température du fluide de refroidissement à l'entrée du réacteur. Prévoir un dispositif d'alerte en cas de température trop basse de l'eau d'alimentation.

### 3.2 *Effect of irradiation on accuracy of temperature measurements*

The temperature sensors shall be located outside the regions of high neutron and gamma fluence rates, to avoid any detrimental effects of irradiation.

### 3.3 *Measurement of fuel temperature*

Provided the fuel cooling is kept within the “dry-out” limit, the cladding temperature is virtually that of the coolant because of the high-heat transfer coefficient. Cooling is kept within the “dry-out” limitation by permanently monitoring channel power as described in Sub-clause 4.2.5. Consequently, a measurement of fuel temperature is not necessary.

### 3.4 *Measurement of moderator temperature*

The reactor design is such that the rate of change of moderator temperature and the resulting reactivity changes are minor and within the capability of the reactivity control system.

To provide cooling, the moderator is circulated from the core to external heat exchangers: the temperature of the moderator entering and leaving the core shall be measured for protection system purposes.

### 3.5 *Measurement of coolant temperature*

#### 3.5.1 *General*

The measurement of the reactor coolant outlet temperature is not required, the coolant being at saturation conditions as stated in Sub-clause 3.1.1. A measurement of coolant pressure, as required in Clause 4, is more sensitive, and gives more meaningful information to the operator.

#### 3.5.2 *Reactor inlet and outlet coolant temperature*

The coolant temperature should be measured in each of the reactor inlet manifolds which are fed separately from their associated steam drums. These measurements should provide indications for the operator.

#### 3.5.3 *Channel coolant outlet temperature*

This measurement is not necessary in reactors of this type for the reasons referred to in Sub-clauses 3.1.1 and 3.3.

### 3.6 *Measurements of temperatures which are considered to be vital for reactor safety*

Temperature measurements described in this sub-clause are not used for safety shutdown purposes. Those required for alarms shall be provided according to protection system standards.

### 3.9 *Measurement of feed water temperature*

The feed water is fed directly into the reactor coolant circuit at the steam drum. Measurement of the temperature of the feed water inlet to the steam drum shall be provided for the following reasons:

- a) It is required for the determination of total reactor thermal output.
- b) Variation of feed temperature directly affects reactor coolant inlet temperature. An alarm for low feed water temperature shall be provided.

## 4. Mesures intéressant le fluide de refroidissement

### 4.1 *Considérations générales*

a) La mesure de débit du fluide de refroidissement est nécessaire pour la sécurité du réacteur.

Il est important de déterminer la puissance fournie par le combustible dans chaque canal pour une conduite efficace à grande puissance : on peut la déduire habituellement de la mesure des caractéristiques de la vapeur à la sortie du canal, comme il est indiqué au paragraphe 4.2.5.

D'autres mesures intéressant le fluide de refroidissement, décrites dans cet article, sont importantes pour permettre la surveillance du combustible et pour vérifier l'intégrité et la tenue du métal des circuits de refroidissement. En plus, les mesures des conditions existantes dans le circuit modérateur sont nécessaires pour des raisons de protection et de performances, comme il est indiqué aux paragraphes 4.2.7, 4.4.3 et 4.6.2.

\*b) Tous les matériaux utilisés dans les systèmes de mesure en contact avec le fluide de refroidissement doivent être compatibles avec le fluide lui-même et avec les autres matériaux du circuit de refroidissement.

### 4.2 *Débit du fluide de refroidissement*

#### 4.2.2 *Conditions imposées par le système de refroidissement*

Ce type de réacteur possède un système de refroidissement à cycle direct et ne comprend pas de circuits d'échange thermique séparés.

#### 4.2.3 *Mesures intéressant l'eau d'alimentation*

La conséquence d'une panne sur les pompes d'alimentation en eau ou d'une fermeture inopinée des vannes de régulation de l'alimentation doit être envisagée. Si ces événements peuvent entraîner une situation dangereuse, on doit prévoir une protection. La pression au refoulement de la pompe d'alimentation en eau et le niveau de l'eau dans le collecteur de vapeur peuvent être utilisés comme variables caractéristiques de protection. Il convient de prendre en considération le temps de réponse de tels systèmes de mesure.

#### 4.2.4 *Débit de vapeur*

La mesure du débit total de chaque collecteur de vapeur doit être prévue, principalement pour :

- a) le système de protection ;
- b) la commande automatique du débit de l'eau d'alimentation ;
- c) la commande automatique de la puissance du réacteur ;
- d) la détermination de la puissance thermique totale fournie par le réacteur.

#### 4.2.5 *Caractéristiques de la vapeur à la sortie du canal et puissance par canal*

Des mesures de débit du fluide de refroidissement à l'entrée et à la sortie ainsi que des mesures de la température à l'entrée et de la pression du système permettent de calculer les caractéristiques de la vapeur à la sortie du canal, donc la puissance par canal.

On doit prévoir un nombre suffisant de points de mesures à des endroits tels qu'il soit possible de déterminer la distribution de puissance du cœur, donc les marges par rapport aux limites de fonctionnement du combustible.

## 4. Coolant measurements

### 4.1 General considerations

- a) Coolant flow measurement is required for reactor safety purposes.

It is important to assess the power output from the fuel in each channel for efficient operation at high power: this is typically inferred from the channel outlet steam quality measurement described in Sub-clause 4.2.5.

Other coolant measurements, as described in this clause, are important to enable the condition of the fuel to be monitored and to assess the integrity and metallurgical condition of the coolant circuits. In addition, measurements of conditions in the moderator circuit are required for protection and performance purposes, as stated in Sub-clauses 4.2.7, 4.4.3 and 4.6.2.

- \*b) All materials used in the measuring systems which are in contact with the coolant shall be compatible with the coolant itself and with the other materials within the coolant circuit.

### 4.2 Coolant flow

#### 4.2.2 System requirements

This type of reactor has a direct cycle coolant system and does not incorporate individual heat transfer circuits.

#### 4.2.3 Feed water measurements

The consequence of a failure of the feed water pumps or the spurious closure of feed water regulator valves should be considered, and where these events could lead to a hazardous situation, protection shall be provided. The pressure at the feed water pump discharge and the water level in the steam drum may be used as protection parameters. Consideration should be given to the time response of such measuring systems.

#### 4.2.4 Steam flow

Measurement of the total steam flow from each steam drum shall be provided principally for the following purposes:

- a) for the protection system;
- b) automatic control of feed water flow;
- c) automatic control of reactor power;
- d) determination of the total thermal power output of the reactor.

#### 4.2.5 Channel outlet steam quality and channel power

Measurements of inlet and outlet coolant flow together with coolant inlet temperature and system pressure enable channel outlet steam quality and hence channel power to be computed.

A sufficient number of measuring points shall be provided in such locations as to enable the core power distribution to be determined and hence margins on fuel limits.

#### 4.2.6 *Détection d'obstruction d'un canal de combustible*

On doit prévoir un dispositif pour détecter toute obstruction inacceptable d'un canal avant le démarrage du réacteur et, par intermittence, pendant le fonctionnement. Une méthode habituelle consiste à mesurer la perte de charge dans le conduit alimentant le canal.

#### 4.2.7 *Débit du modérateur*

L'évacuation de l'énergie thermique nucléaire du modérateur à eau lourde dépend d'une circulation suffisante à travers un refroidisseur. On doit prévoir dans le système de protection un dispositif de mesure du débit du modérateur et d'arrêt d'urgence du réacteur dans le cas où le débit tombe en dessous d'une valeur prédéterminée.

4.2.7.1 Les prescriptions du paragraphe 4.3.2 sont d'application générale. On doit, en outre, minimiser la longueur de la tuyauterie de prise d'impulsion afin de réduire le volume d'eau lourde.

### 4.3 *Pression du fluide de refroidissement*

#### 4.3.1 *Généralités*

Afin d'assurer un comportement nucléaire correct du système à cycle direct pour différentes conditions de charge, il faut mesurer et réguler la pression de la vapeur (c'est-à-dire du fluide de refroidissement) à la turbine. Il peut être nécessaire d'arrêter le réacteur par le système de protection dans le cas d'une pression du fluide de refroidissement trop élevée ou trop faible.

#### 4.4 *Niveau du fluide de refroidissement*

4.4.1 Mesurer séparément le niveau de l'eau dans le collecteur de vapeur d'une part en vue des arrêts d'urgence de sécurité et d'autre part pour la commande de l'alimentation. Des défauts ou erreurs de conduite peuvent provoquer des dénivellations inacceptables (vers le haut ou vers le bas). On doit prévoir, en conséquence, une protection adéquate. On doit choisir l'étendue de mesure de façon à couvrir un niveau trop élevé provoquant l'entraînement de l'eau et un niveau trop bas provoquant la cavitation des pompes.

4.4.2 Lorsque les réservoirs de stockage sont installés afin de fournir une réserve d'eau de refroidissement de secours, on doit mesurer le niveau de cette eau. On doit prévoir des dispositifs d'alerte pour signaler une réduction inacceptable de niveau.

#### 4.4.3 *Niveau du modérateur*

On doit mesurer le niveau du modérateur (eau lourde) dans le cœur du réacteur et afficher sa valeur au poste de l'opérateur.

Si le niveau du modérateur est utilisé pour corriger les indications des détecteurs de fluence des neutrons, comme il est indiqué au paragraphe 2.2.2, il faudra effectuer des mesures supplémentaires conformes aux normes du système de protection.

On doit mesurer, pour information, le niveau de l'eau lourde dans les réservoirs de stockage ou d'évacuation.

### 4.5 *Fuites du fluide de refroidissement*

Les fuites importantes des systèmes de refroidissement sont décelées par les mesures de pression prescrites au paragraphe 4.3. Les fuites plus faibles peuvent aussi provoquer un risque pour le personnel; de telles fuites seront détectées, par exemple, par les moniteurs d'activité suivants:

- a) Moniteurs bêta-gamma pour mesurer l'activité de l'air extrait de l'enceinte de confinement.
- b) Moniteurs gamma aux endroits où passent les circuits principaux de vapeur.

Les moniteurs ci-dessus seront installés de façon qu'une alerte soit fournie à l'opérateur en cas de fuite.

#### 4.2.6 *Detection of fuel channel blockage*

Equipment shall be provided to enable unacceptable channel obstruction to be detected before reactor start-up and intermittently during operation. A typical method is to measure the pressure drop across the channel inlet piping.

#### 4.2.7 *Moderator flow*

The removal of nuclear heat from the heavy-water moderator is dependent on adequate circulation through a cooler. Facilities shall be provided in the protection system to measure the moderator flow and to initiate an emergency shutdown of the reactor if the flow falls below a pre-set value.

4.2.7.1 The requirements in Sub-clause 4.3.2 should be generally applied and, in addition, the length of the impulse piping should be minimized in order to reduce the volume of heavy water.

### 4.3 *Coolant pressure*

#### 4.3.1 *General*

In order to ensure correct nuclear behaviour of the direct cycle system under various load conditions, it is necessary to measure and automatically control the pressure of the steam (the coolant) to the turbine. It may be necessary to shut down the reactor via the protection system in the event of excessively high or low coolant pressure.

#### 4.4. *Coolant level*

4.4.1 The level of water in the steam drum shall be measured separately for safety shutdown and feed control purposes. Faults or operating errors may result in both high or low levels of unacceptable magnitude and adequate protection shall be provided. The range of measurement shall be chosen so that the conditions giving rise to water carry-over due to high level, and to circulator cavitation due to low level, are covered.

4.4.2 Where storage tanks are installed to provide a cooling water reserve under emergency conditions, the level of stored water shall be measured, and alarms provided to warn of unacceptable reduction of the level.

#### 4.4.3 *Moderator level*

The level of heavy-water moderator in the reactor core tank shall be measured and displayed to the operator.

If moderator level is used to compensate neutron flux detectors as described in Sub-clause 2.2.2, additional measurements according to protection system standards shall be carried out.

The level of heavy water in the storage or drain tanks should be measured for indication purposes.

### 4.5 *Coolant leakage*

Major leakage from the coolant systems is detected by the pressure measurements specified in Sub-clause 4.3. Minor leaks may also give rise to a health hazard and such leaks shall be detected, for example, by the following activity monitors:

- a) Beta-gamma monitors to measure the activity of the air extracted from the containment.
- b) Gamma monitors in the areas through which the steam mains are routed.

The above monitors shall be arranged so that alarms of leakage are provided for the operator.

Un système de surveillance du tritium sera prévu pour détecter les fuites des installations à eau lourde.

#### 4.6 *Pureté du fluide de refroidissement et du modérateur*

4.6.1 Le fluide de refroidissement doit être purifié de manière à éviter des réactions indésirables avec les matériaux qui sont en contact avec lui. Par conséquent, il convient d'effectuer des analyses chimiques pour information.

4.6.2 Le modérateur doit également être purifié pour les mêmes raisons, mais en plus sa teneur en bore est modifiée pour la commande de la réactivité à long terme. Par conséquent, il convient d'effectuer des analyses chimiques, comprenant la mesure de la teneur en bore, pour information.

#### 4.7 *Activité du fluide de refroidissement*

4.7.2 On doit prévoir un système de contrôle d'activité des effluents gazeux, capable de détecter tout accroissement d'activité résultant d'une rupture d'un seul élément combustible. On doit prévoir des affichages appropriés incluant le niveau de l'activité ambiante et les alertes au poste d'opérateur.

Le système de surveillance de l'activité des canaux peut être conçu de façon que l'opérateur puisse extraire des échantillons, soit en marche, soit à l'arrêt, sur chaque canal ou groupe de canaux pour les envoyer à un système de détection de produits de fission afin de faciliter la localisation d'un élément combustible individuel s'il présente un défaut. Ce système peut soit être basé sur un partage en temps où l'activité de chaque canal est mesurée séquentiellement, soit être conçu pour fonctionner quand le réacteur est arrêté.

4.7.3 Il est possible que des mesures d'activité ne soient pas nécessaires dans l'installation de purification du fluide de refroidissement, puisque celle-ci n'est pas principalement mise à contribution pour la détermination de l'accumulation d'activité du fluide de refroidissement.

4.7.4 On peut procéder à des mesures de l'activité du fluide de refroidissement sur les circuits principaux de vapeur, après la sortie du collecteur de vapeur et sur la conduite d'évacuation des gaz du condenseur de la turbine avant rejet des gaz à la cheminée d'évacuation.

4.7.5 Il convient de placer les principaux moniteurs d'activité de la vapeur à l'intérieur de l'enceinte de confinement et de les installer de façon à détecter de grosses fuites de produits de fission dans la vapeur, y compris les fuites pouvant résulter d'une rupture de gaine ou de revêtement du combustible provoquée par le blocage de tel ou tel canal de refroidissement du combustible. Le système de détection doit agir de façon qu'une activité dépassant une valeur prédéterminée déclenche un arrêt d'urgence du réacteur et empêche également le passage de vapeur active à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

#### 4.8 *Pression du système d'enceinte de confinement*

Quand le système de refroidissement du réacteur est enfermé dans une enceinte de confinement dont la pression est normalement maintenue en dessous de la pression atmosphérique, une rupture de ce système entraînera une élévation de pression à l'intérieur de l'enceinte de confinement. On doit mesurer cette pression et l'utiliser pour déclencher un arrêt d'urgence du réacteur.

### 5. **Système de protection**

#### 5.4 *Fonctions du système de protection*

##### 5.4.7 *Dispositifs de sécurité*

- \* Un dispositif de sécurité doit fonctionner pendant et après un accident pour limiter ses conséquences. Les dispositifs de sécurité, les dispositifs de commande et de régulation, l'instrumentation et l'alimentation de secours seront prévus selon les prescriptions applicables au système d'arrêt d'urgence.

A tritium monitoring system shall be provided to detect leakage from the heavy-water systems.

#### 4.6 *Coolant and moderator purity*

4.6.1 The coolant shall be purified so as to inhibit detrimental reaction with the materials in contact with it. Therefore, analytical measurements should be carried out for indication purposes.

4.6.2 The moderator shall also be purified for similar reasons, but in addition its boron content is varied for long-term reactivity control. Therefore, analytical measurements, including a measurement of boron concentration, should be carried out for indication purposes.

#### 4.7 *Coolant activity*

4.7.2 A condenser off-gas monitoring system shall be provided and be capable of detecting any increase of activity resulting from the failure of a single fuel element. Suitable displays, including the level of background activity and alarms, shall be provided for the operator.

The fuel channel activity monitoring system may be designed so that the operator can extract samples, on or off load, from each channel or group of channels to be fed to a fission product detection system so as to facilitate locating a single failed fuel element. This system may be arranged on a time-sharing basis, where the activity of each channel is measured sequentially, or it may be designed to be operated when the reactor is shut down.

4.7.3 Activity measurements may not be necessary in the coolant purification plant as the latter is not primarily required to deal with the build-up of coolant activity.

4.7.4 Coolant activity measurements may be made at the steam mains, after the take-off from the steam drums, and at the turbine condenser off-gas pipe prior to discharge through the ventilation stack.

4.7.5 The steam mains activity monitors should be located within the containment and be arranged so that they detect gross releases of fission products into the steam, including such releases as may result from a fuel-cladding rupture which may be caused by the blockage of any single fuel coolant channel. The detection system shall have provisions so that activities in excess of a predetermined value initiate an emergency shutdown and also prevent the passage of active steam outside the containment.

#### 4.8 *Containment system pressure*

Where the reactor coolant system is enclosed in a containment, the pressure of which is normally maintained below atmospheric pressure, a breach of the reactor coolant system will result in a rise of pressure within the containment and this pressure shall be measured and used to initiate an emergency shutdown of the reactor.

### 5. **Protection system**

#### 5.4 *Functions within protection system*

##### 5.4.7 *Engineered safety features*

- \* An engineered safety feature must function during or after an accident to limit the consequences of the accident. Engineered safety features, controls, instrumentation and emergency power shall be designed in accordance with applicable safety shutdown system criteria.

L'alimentation de secours est essentielle au fonctionnement de plusieurs types de dispositifs de sécurité, sa conception n'est cependant pas prise en considération ici.

- \* On doit prévoir, pour chaque dispositif de sécurité, une instrumentation suffisante pour indiquer à l'opérateur que les dispositifs de sécurité ont été correctement déclenchés quand c'était nécessaire et qu'ils fonctionnent dans leurs limites d'action.

Voici une liste type de dispositifs de sécurité :

a) *Fermeture des vannes d'isolement et ouverture des vannes de décharge de la vapeur des circuits principaux*

Pour tout arrêt d'urgence, les vannes d'isolement des circuits principaux de vapeur doivent être fermées et l'excès de vapeur provenant du réacteur doit être automatiquement évacué. Le processus d'évacuation sera commandé automatiquement de façon que le fluide de refroidissement soit maintenu à sa pression normale.

b) *Déclenchement du refroidissement d'urgence du cœur*

Pour tout arrêt d'urgence provoqué par une rupture du système de refroidissement du réacteur, le système de refroidissement d'urgence du cœur doit être déclenché de manière à fournir un refroidissement suffisant du combustible pour assurer l'évacuation de la chaleur résiduelle.

c) *Déclenchement du dispositif d'alimentation de secours en eau*

Pour tout arrêt d'urgence dû à une perte de débit d'eau d'alimentation, dans un circuit de refroidissement intact, le dispositif d'alimentation de secours en eau doit être déclenché. Cela permet le remplacement de l'eau perdue par évaporation pendant l'évacuation de la chaleur résiduelle.

d) *Mise en marche des pompes de secours du modérateur*

Utiliser la mesure du débit du modérateur (voir le paragraphe 4.2.7) pour déclencher la mise en marche des pompes de secours du modérateur si le débit du modérateur tombe en dessous d'une valeur prédéterminée.

## 5.9 Conception du système de verrouillage de sécurité

- \* 5.9.2.1 d) L'opérateur doit pouvoir vérifier l'état du système de verrouillage et l'état de chaque élément de l'installation qu'il commande.

## 5.12 Variables caractéristiques de sécurité à contrôler en permanence

La liste suivante de conditions de sécurité ne prétend être ni exacte ni complète. Selon la configuration de l'installation, on peut être amené à contrôler d'autres caractéristiques. Inversement, afin de limiter le nombre d'arrêts d'urgence du réacteur et leurs inconvénients, on devra omettre les contrôles qui ne sont pas applicables à la configuration de l'installation.

### 5.12.1 Voici une liste de conditions types pour le déclenchement d'arrêt d'urgence de sécurité :

- Excès de pression dans l'enceinte de confinement.
- Taux d'accroissement de pression dans l'enceinte primaire.
- Niveau d'eau insuffisant dans les collecteurs de vapeur.
- Pression insuffisante du fluide de refroidissement du réacteur.
- Chute de pression du fluide de refroidissement.
- Débit insuffisant du fluide de refroidissement du réacteur.
- Vitesse insuffisante des pompes du fluide de refroidissement.
- Pression insuffisante de l'eau d'alimentation.
- Excès d'activité de la vapeur.
- Excès de débit de fluence des neutrons.
- Période trop courte du réacteur.
- Débit insuffisant du fluide de refroidissement du modérateur.
- Débit de vapeur excessif dans les conduites principales de vapeur.
- Arrêt manuel.

Emergency power is essential to several engineered safety features, but the design of the emergency power system is not considered here.

- \* For each safety feature, sufficient instrumentation shall be provided to indicate to the operator that the safety features have been correctly initiated when required and that they are functioning within their operating limits.

The following is a typical list of engineered safety features:

a) *Initiation of steam mains isolation and steam dump valves*

On any emergency shutdown, the steam mains isolation valves shall be closed, and excess steam from the reactor shall be automatically dumped. The dumping procedure shall be automatically controlled so that the coolant is maintained at its normal pressure.

b) *Initiation of emergency core cooling system*

On any emergency shutdown resulting from a breached reactor coolant system, the emergency core cooling system shall be initiated, thereby providing sufficient coolant to the fuel to ensure the removal of decay heat.

c) *Initiation of emergency feed water system*

On any emergency shutdown resulting from a loss of feed water flow, in an intact coolant circuit, the emergency feed water system shall be initiated. This ensures the replacement of the water lost by evaporation during decay heat removal.

d) *Initiation of emergency moderator pumps*

A measurement of moderator flow (see Sub-clause 4.2.7) shall be used to initiate the starting of the emergency moderator pumps should the moderator flow fall below a pre-set value.

## 5.9 *Design of safety interlock system*

- \* 5.9.2.1 d) The state of the interlock system, and the state of any plant item which it controls should be indicated to the operator.

## 5.12 *Safety monitoring parameters*

The following list of safety conditions is not intended to be exact or complete. Depending on plant configuration, other parameters may require monitoring. Conversely, in order to minimize the number of reactor safety shutdowns and the attendant inconveniences, if any of the following conditions are not applicable to the plant configuration, they shall be omitted.

### 5.12.1 The following is a list of typical safety shutdown (trip) conditions:

- Excess pressure in containment.
  - Positive rate of change of pressure in primary containment.
  - Low water level in steam drums.
  - Low reactor coolant pressure.
  - Negative rate of change of coolant pressure.
  - Low reactor coolant flow.
  - Low coolant circulator speed.
  - Low feed water pressure.
  - Excess steam activity.
  - Excess neutron fluence rate (flux).
  - Short reactor period.
  - Low moderator coolant flow.
  - Excessive steam flow in main steam lines.
  - Manual shutdown.
-

LICENSED TO MECON Limited. - RANCHI/BANGALORE  
FOR INTERNAL USE AT THIS LOCATION ONLY, SUPPLIED BY BOOK SUPPLY BUREAU.

LICENSED TO MECON Limited. - RANCHI/BANGALORE  
FOR INTERNAL USE AT THIS LOCATION ONLY, SUPPLIED BY BOOK SUPPLY BUREAU.

---

**ICS 27.120.10**

---