
**Énergie nucléaire — Détermination
de la fluence neutronique et des
déplacements par atome (dpa) dans la
cuve et les internes du réacteur**

*Nuclear energy — Determination of neutron fluence and
displacement per atom (dpa) in reactor vessel and internals*

iTeh STANDARD PREVIEW
(standards.iteh.ai)

ISO 19226:2017

<https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-140b22c63b5d/iso-19226-2017>



iTeh STANDARD PREVIEW (standards.iteh.ai)

ISO 19226:2017

<https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-140b22c63b5d/iso-19226-2017>



DOCUMENT PROTÉGÉ PAR COPYRIGHT

© ISO 2017

Tous droits réservés. Sauf prescription différente ou nécessité dans le contexte de sa mise en oeuvre, 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 photocopie, ou la diffusion sur l'internet ou sur un intranet, sans autorisation écrite préalable. Une autorisation peut être demandée à l'ISO à l'adresse ci-après ou au comité membre de l'ISO dans le pays du demandeur.

ISO copyright office
Case postale 401 • Ch. de Blandonnet 8
CH-1214 Vernier, Geneva
Tél.: +41 22 749 01 11
Fax: +41 22 749 09 47
E-mail: copyright@iso.org
Web: www.iso.org

Publié en Suisse

Sommaire

Page

Avant-propos	iv
Introduction	v
1 Domaine d'application	1
2 Références normatives	1
3 Termes et définitions	1
4 Modèles de calcul de théorie du transport	3
4.1 Généralités.....	3
4.1.1 Exigences sur les éditions des résultats de calculs.....	3
4.1.2 Méthodologie: calculs de transport avec sources fixes.....	4
4.2 Calcul de transport.....	4
4.2.1 Données d'entrée.....	4
4.2.2 Méthode des ordonnées discrètes (SN).....	5
4.2.3 Méthode de transport Monte Carlo.....	5
4.2.4 Calculs de fluence adjointe.....	5
4.3 Validation des valeurs calculées de fluence neutronique.....	6
4.4 Détermination des incertitudes de calcul.....	6
5 Mesures de dosimétrie des neutrons dans les réacteurs sous pression	6
5.1 Introduction.....	6
5.2 Exigences générales pour la métrologie des neutrons en cuve de réacteur.....	7
5.3 Dosimètres de neutrons sans décroissance radioactive.....	8
5.4 Paramètres de réponse des dosimètres.....	8
5.5 Estimations de l'incertitude et validation des mesures dans les domaines neutroniques standard.....	8
6 Comparaison des calculs avec les mesures	9
6.1 Introduction.....	9
6.2 Comparaison directe des activités calculées avec les activités mesurées des capteurs.....	9
6.3 Comparaison des taux calculés avec les taux de réaction moyens mesurés à pleine puissance.....	9
6.4 Comparaison des calculs par rapport aux mesures à l'aide des méthodes des moindres carrés.....	9
7 Détermination de la fluence «best-estimate»	9
8 Méthodes de calcul de dpa et de production de gaz	10
8.1 Déplacements par atome (dpa).....	10
8.2 Production de gaz.....	10
Bibliographie	12

Avant-propos

L'ISO (Organisation internationale de normalisation) est une fédération mondiale d'organismes nationaux de normalisation (comités membres de l'ISO). L'élaboration des Normes internationales est en général confiée aux comités techniques de l'ISO. Chaque comité membre intéressé par une étude a le droit de faire partie du comité technique créé à cet effet. Les organisations internationales, gouvernementales et non gouvernementales, en liaison avec l'ISO participent également aux travaux. L'ISO collabore étroitement avec la Commission électrotechnique internationale (IEC) en ce qui concerne la normalisation électrotechnique.

Les procédures utilisées pour élaborer le présent document et celles destinées à sa mise à jour sont décrites dans les Directives ISO/IEC, Partie 1. Il convient, en particulier de prendre note des différents critères d'approbation requis pour les différents types de documents ISO. Le présent document a été rédigé conformément aux règles de rédaction données dans les Directives ISO/IEC, Partie 2 (voir www.iso.org/directives).

L'attention est attirée sur le fait que certains des éléments du présent document peuvent faire l'objet de droits de propriété intellectuelle ou de droits analogues. L'ISO ne saurait être tenue pour responsable de ne pas avoir identifié de tels droits de propriété et averti de leur existence. Les détails concernant les références aux droits de propriété intellectuelle ou autres droits analogues identifiés lors de l'élaboration du document sont indiqués dans l'Introduction et/ou dans la liste des déclarations de brevets reçues par l'ISO (voir www.iso.org/brevets).

Les appellations commerciales éventuellement mentionnées dans le présent document sont données pour information, par souci de commodité, à l'intention des utilisateurs et ne sauraient constituer un engagement.

(standards.iteh.ai)

Pour une explication de la nature volontaire des normes, la signification des termes et expressions spécifiques de l'ISO liés à l'évaluation de la conformité, ou pour toute information au sujet de l'adhésion de l'ISO aux principes de l'Organisation mondiale du commerce (OMC) concernant les obstacles techniques au commerce (OTC), voir le lien suivant: www.iso.org/avant-propos.

Le présent document a été élaboré par le comité technique ISO/TC 85, *Énergie nucléaire, technologies nucléaires, et radioprotection*, sous-comité SC 6, *Technologie du réacteur*.

Le présent document est basé sur l'ANSI/ANS 19.10-2009 mais son domaine est étendu pour inclure l'évaluation de l'endommagement par irradiation dû à la fluence neutronique.

Introduction

Le présent document est destiné

- a) à tous ceux qui participent à la détermination des paramètres d'irradiation pour la prédiction de l'endommagement par irradiation de la cuve et des internes d'un réacteur nucléaire, dans les cas où les paramètres d'irradiation peuvent être la fluence neutronique et/ou des déplacements par atome (dpa),
- b) à tous ceux qui participent à la détermination des propriétés des matériaux irradiés de la cuve et des internes de réacteur,
- c) aux organismes de réglementation dans le cadre des actions d'agrément telles que la rédaction des guides réglementaires et l'analyse des rapports concernant l'intégrité et les propriétés des matériaux irradiés des cuves sous pression et des internes de réacteur.

iTeh STANDARD PREVIEW
(standards.iteh.ai)

[ISO 19226:2017](https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-140b22c63b5d/iso-19226-2017)

<https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-140b22c63b5d/iso-19226-2017>

iTeh STANDARD PREVIEW
(standards.iteh.ai)

ISO 19226:2017

<https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-140b22c63b5d/iso-19226-2017>

Énergie nucléaire — Détermination de la fluence neutronique et des déplacements par atome (dpa) dans la cuve et les internes du réacteur

1 Domaine d'application

Le présent document fournit une procédure d'évaluation des données d'irradiation dans la région située entre le cœur du réacteur et la surface interne de la cuve, à travers la cuve sous pression et la cavité du réacteur, entre les extrémités des assemblages combustibles, pour une source donnée de neutrons dans le cœur.

NOTE Ces données d'irradiation peuvent être la fluence neutronique ou les déplacements par atome (dpa), et la production d'Hélium.

Cette évaluation s'appuie à la fois sur des calculs de flux de neutrons et sur des données de mesures de dosimétrie à l'intérieur de la cuve et de la cavité, selon les cas. Le présent document s'applique aux réacteurs à eau sous pression (Pressurized Water Reactors, PWR), aux réacteurs à eau bouillante (Boiling Water Reactors, BWR) et aux réacteurs à eau lourde pressurisée (Pressurized Heavy Water Reactors, PHWR).

Le présent document donne également une procédure d'évaluation des endommagements dus aux neutrons sur la cuve sous pression du réacteur et les composants internes des PWR, BWR et PHWR. Les endommagements sont axés sur les dommages de déplacements atomiques causés par le déplacement direct des atomes dû aux collisions avec les neutrons, et sur les dommages indirects causés par la production de gaz, les deux types de dommages étant fortement dépendants du spectre d'énergie des neutrons. Pour une fluence neutronique et un spectre d'énergie des neutrons donnés, le calcul du nombre cumulé total de déplacements atomiques est donc une donnée importante à utiliser pour la gestion de la durée de vie du réacteur.

2 Références normatives

Les documents suivants cités dans le texte constituent, pour tout ou partie de leur contenu, des exigences du présent document. Pour les références datées, seule l'édition citée s'applique. Pour les références non datées, la dernière édition du document de référence s'applique (y compris les éventuels amendements).

ANSI/ANS 19.10, *Methods for determining neutron fluence in BWR and PWR pressure vessel and reactor internals*

ASTM E170-16a, *Standard Terminology Relating to Radiation Measurements and Dosimetry*

3 Termes et définitions

Pour les besoins du présent document, les termes et les définitions de l'ANSI/ANS 19.10, l'ASTM E170-16a ainsi que les suivants, s'appliquent.

L'ISO et l'IEC tiennent à jour des bases de données terminologiques destinées à être utilisées en normalisation, consultables aux adresses suivantes:

- ISO Online browsing platform: disponible à l'adresse <https://www.iso.org/obp>
- IEC Electropedia: disponible à l'adresse <http://www.electropedia.org/>

3.1
précision d'une valeur mesurée/calculée

différence entre la valeur «réelle» et la valeur mesurée/calculée, généralement due à des erreurs systématiques dans la procédure de mesure/calcul

3.2
benchmark expérimental

ensemble bien défini d'expériences physiques dont les résultats sont considérés comme suffisamment précis pour être utilisés comme référence pour les calculs

Note 1 à l'article: Cette appréciation est rendue par un groupe d'experts dans le domaine concerné.

3.3
fluence «best-estimate»

valeur de fluence la plus précise basée sur toutes les mesures disponibles, les résultats calculés, et les ajustements faits à partir d'estimations de biais, d'analyses des moindres carrés et d'appréciations d'ingénierie

3.4
méthodologie de calcul

équations mathématiques, approximations, hypothèses, paramètres associés et procédure de calcul qui fournissent les résultats calculés

Note 1 à l'article: Lorsque le calcul comprend plus d'une étape, l'enchaînement d'étapes dans son ensemble constitue la «méthodologie de calcul».

3.5
benchmark de codes

comparaison avec les résultats d'un autre système de codes qui a déjà été validé par une ou plusieurs expériences

iTeh STANDARD PREVIEW
(standards.iteh.ai)

<https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-b22c63b5d/iso-19226-2017>

3.6
données de sections efficaces ponctuelles

données de sections efficaces caractérisées par une grande densité de points couvrant le domaine d'énergie

3.7
réaction dosimétrique

réaction nucléaire provoquée par les neutrons sur un nucléide, ayant une activité suffisante pour être mesurée et associée à la fluence neutronique incidente

3.8
déplacements par atome (dpa)

nombre moyen de déplacements de chaque atome d'un solide hors de son emplacement dans le réseau durant une irradiation, calculé conformément aux procédures standard

3.9
procédure d'ajustement des moindres carrés

méthode permettant de combiner les résultats des calculs de transport des neutrons avec les résultats des mesures de dosimétrie qui donne une estimation optimale de la fluence en minimisant, au sens des moindres carrés, les différences entre calcul et mesure

3.10
données de sections efficaces multigroupes

données de sections efficaces qui ont été déterminées en faisant la moyenne des données de sections efficaces ponctuelles sur des intervalles d'énergie discrets, à l'aide de fonctions de pondération permettant de conserver les taux de réaction

3.11**fluence neutronique**

taux de fluence neutronique intégrée dans le temps (c'est-à-dire le flux de neutrons intégré dans le temps) exprimé en neutrons par centimètre carré

3.12**précision d'une valeur mesurée/calculée**

écart-type (si disponible à partir d'un ensemble de mesures/calculs répétés) de la distribution d'une valeur physique mesurée ou calculée

3.13**internes de réacteur**

composants structurels du réacteur situés à l'intérieur de la cuve sous pression, tels que le cloisonnement du cœur, l'enveloppe de cœur, le bouclier thermique et les plaques-supports de cœur inférieure et supérieure dans les PWR et les BWR

3.14**variance du résultat**

mesure de la variance statistique du résultat des calculs de transport Monte Carlo due à un nombre fini d'historiques des particules

Note 1 à l'article: D'un point de vue mathématique, c'est le deuxième moment central de la distribution par rapport à la valeur moyenne, qui est utilisé pour mesurer la dispersion de la distribution autour de la moyenne.

4 Modèles de calcul de théorie du transport**4.1 Généralités****4.1.1 Exigences sur les éditions des résultats de calculs**

Les calculs de transport doivent permettre de déterminer correctement les distributions de flux ou de fluence de neutrons et/ou d'autres types de réponse tels que les taux de réaction ou les dpa, pour l'analyse des mesures de dosimétrie intégrales et pour la prédiction de l'endommagement par irradiation des internes et de la cuve sous pression du réacteur.

Les méthodologies de calcul décrites dans le présent document portent principalement sur la fluence neutronique pour la détermination de la fragilisation sous irradiation des matériaux de la cuve du réacteur.

Si la fluence neutronique ($E > 1,0$ MeV), notation désignant la fluence de neutrons d'énergie supérieure à 1,0 MeV, a souvent été choisie comme paramètre d'irradiation pour déterminer la fragilisation sous irradiation des matériaux de la cuve du réacteur, les procédures du présent document sont élargies pour inclure la fluence ($E > 0,1$ MeV), fluence de neutrons d'énergie supérieure à 0,1 MeV, en plus de la fluence thermique ($E < 0,625$ eV).

Certains paramètres des calculs sont à déterminer en fonction:

- de l'utilisation des résultats: pour la conception, ou pour la comparaison à des mesures (ce qui implique que les résultats seront enveloppe ou «best-estimate», respectivement);
- des fonctions de réponse requises: flux de neutrons ($E > 1,0$ MeV), flux de neutrons ($E > 0,1$ MeV), flux de neutrons thermiques ($E < 0,625$ eV), dpa/s, taux de réactions dosimétriques;

NOTE Les bornes d'énergie qui sont données comme exemples de limite supérieure ou inférieure dépendent de l'application.

- du ou des points d'intérêt: finesse du maillage spatial.

4.1.2 Méthodologie: calculs de transport avec sources fixes

Dans la pratique préconisée dans le présent document, une distribution de sources dans l'ensemble du cœur est préparée à l'aide des résultats de calcul de physique du cœur; les calculs selon la théorie du transport multidimensionnel sont alors effectués pour propager les neutrons jusqu'aux régions à l'extérieur du cœur.

Le présent document utilise des codes basés sur la théorie du transport pour déterminer les distributions en 3 dimensions de flux multigroupes, et pour évaluer les taux de réaction des matériaux des dosimètres, ou les propriétés de dpa, par l'utilisation appropriée de fonctions de réponse ou de sections efficaces.

Il convient que les calculs de la théorie du transport soient effectués au moyen des ordonnées discrètes déterministes (S_N)^[2] ou des méthodes statistiques de Monte Carlo^[3] exposées en 4.2.2 et 4.2.3, respectivement. D'autres méthodes de transport peuvent être utilisées si elles font partie d'une méthodologie de référence.

4.2 Calcul de transport

4.2.1 Données d'entrée

Les quatre principaux types d'entrées requises sont:

a) les compositions des matériaux:

il convient que les compositions des matériaux représentent au mieux la configuration physique. Les compositions des matériaux et leurs densités (cohérentes avec le modèle géométrique), et les densités du liquide de refroidissement et du modérateur (cohérentes avec les conditions de fonctionnement) sont requises;

b) le modèle géométrique: <https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-140b22c63b5d/iso-19226-2017>

il convient que le modèle géométrique représente au mieux la configuration physique. Il convient que les dimensions tel que construit de la configuration du réacteur soient utilisées quand elles sont disponibles;

c) les données de sections efficaces:

il convient que les données de sections efficaces appropriées soient utilisées. Des données de sections efficaces peuvent être utilisées si elles font partie d'une méthodologie validée par un benchmark. Les principales considérations comprennent:

- 1) la précision de l'évaluation des données (ENDF/B, JEFF, JENDL, etc.);
- 2) la structure des groupes d'énergie;
- 3) l'ordre du développement de l'anisotropie (c'est-à-dire, développement P_n);
- 4) la méthode utilisée pour les condensations en énergie;

d) la source de neutrons dans le cœur:

il convient que la détermination de la source de neutrons comprenne la dépendance temporelle, spatiale et énergétique, ainsi que la normalisation de la source. La ou les distributions spatiales des sources doivent être représentatives de la ou des distributions intégrées ou de leur moyenne durant la ou les durées d'irradiation considérées. Il convient que la distribution des neutrons soit précise, en particulier à la périphérie du cœur, afin de déterminer correctement la fluence sur la cuve sous pression du réacteur. De plus, le ou les spectres des sources de neutrons doivent être déterminés et le ou les nombres moyens de neutrons produits par fission, ν , doivent être fournis. Tous ces paramètres sont à choisir par rapport aux données calculées: représentatives des

conditions d'irradiation (dans le cas de comparaisons avec les mesures), ou enveloppe (dans le cas de phase de conception pour l'analyse des internes et/ou de la cuve).

4.2.2 Méthode des ordonnées discrètes (SN)

Afin de garantir une représentation précise des effets 3D, il convient que les calculs de transport d'ordonnées discrètes soient effectués en 3 dimensions dans la mesure du possible. Lorsqu'il n'est pas possible d'effectuer des calculs 3D (en 3 dimensions), une méthode de reconstruction peut être utilisée pour déterminer la distribution 3D de flux ou de fluence. Dans cette démarche, la distribution de fluence est déterminée par reconstruction des résultats des solutions d'ordonnées discrètes 1D et 2D (à une et deux dimensions, voir Références [4] et [29]). Les résultats dépendent des emplacements auxquels la fluence ou le flux de neutrons ont été déterminés (emplacements d'intérêt), c'est-à-dire en général pas seulement dans le plan médian du cœur. À noter que l'utilisation de la méthode de reconstruction peut générer des résultats inexacts si les emplacements des matériaux et/ou les distributions de sources sont extrêmement variables dans l'espace.

4.2.3 Méthode de transport Monte Carlo

En plus des considérations a) à d) en 4.2.1, la construction du modèle Monte Carlo peut nécessiter une technique de réduction de la variance du résultat. Il convient que le modèle géométrique utilisé pour les analyses Monte Carlo reflète la configuration physique réelle. La haute flexibilité des codes Monte Carlo typiques permet une représentation très détaillée de la géométrie considérée, et il convient d'en tirer parti pour en représenter toutes les caractéristiques importantes. Les codes Monte Carlo permettent généralement d'utiliser des sections efficaces multigroupes ou ponctuelles. Les sections efficaces ponctuelles sont recommandées. Les techniques de réduction de la variance qui ont été validées pour ces applications peuvent être utilisées pour réduire la variance du calcul Monte Carlo (certaines d'entre elles sont présentées dans les Références [3] et [5]). Les techniques pouvant être utilisées pour améliorer les statistiques aux emplacements éloignés du cœur comprennent les techniques suivantes, sous réserve que des vérifications préliminaires aient été réalisées:

- a) biaisage de la source; <https://standards.iteh.ai/catalog/standards/sist/4b103083-02ee-4128-aab1-140b22c63b5d/iso-19226-2017>
- b) «splitting» dans la géométrie par la méthode de la roulette russe;
- c) importances croissantes;
- d) «restart surfacique»;
- e) «weight windows».

4.2.4 Calculs de fluence adjointe

Les calculs adjoints peuvent être effectués:

- en amont d'autres calculs, pour estimer l'importance des neutrons du cœur, en fonction de leur localisation et de leur énergie, pour une cible à un emplacement spécifique (dans la cuve ou l'interne considéré), afin de déterminer le biaisage pouvant être appliqué sur la source dans le calcul en mode direct;
- ou pour remplacer plusieurs calculs de transport en mode direct:

Du fait que les conditions dans le réacteur dépendent généralement du cycle de combustible, plusieurs calculs de transport sont nécessaires pour le suivi de la fluence lorsque la centrale est en service. Toutefois, lorsque les conditions de fonctionnement qui ont une incidence sur le calcul de transport (par exemple, densités du liquide de refroidissement dans l'espace annulaire et dans la zone de contournement du cœur, conception mécanique du cœur) restent les mêmes, un ensemble de calculs de transport multiples peut être remplacé par un calcul adjoint unique[6].

Le flux adjoint est calculé pour une source adjointe située sur la cuve ou à un autre emplacement d'intérêt, cette source adjointe étant considérée comme proportionnelle à la section efficace de la