

DIN 25401-2

ICS 01.040.27; 27.120.10

Einsprüche bis 2011-06-30
Vorgesehen als Ersatz für
DIN 25401-2:2002-04

Entwurf**Begriffe der Kerntechnik –
Teil 2: Reaktorauslegung**

Terms and definitions of nuclear technology –
Part 2: Reactor design

Terminologie relative à la technique nucléaire –
Partie 2: Conception des réacteurs

Anwendungswarnvermerk

Dieser Norm-Entwurf mit Erscheinungsdatum 2011-02-21 wird der Öffentlichkeit zur Prüfung und Stellungnahme vorgelegt.

Weil die beabsichtigte Norm von der vorliegenden Fassung abweichen kann, ist die Anwendung dieses Entwurfes besonders zu vereinbaren.

Stellungnahmen werden erbeten

- vorzugsweise als Datei per E-Mail an nmp@din.de in Form einer Tabelle. Die Vorlage dieser Tabelle kann im Internet unter www.din.de/stellungnahme oder für Stellungnahmen zu Norm-Entwürfen der DKE unter www.dke.de/stellungnahme abgerufen werden;
- oder online im Norm-Entwurfs-Portal des DIN unter www.entwuerfe.din.de, sofern dort wiedergegeben;
- oder in Papierform an den Normenausschuss Materialprüfung (NMP) im DIN, 10772 Berlin (Hausanschrift: Burggrafenstr. 6, 10787 Berlin).

Die Empfänger dieses Norm-Entwurfs werden gebeten, mit ihren Kommentaren jegliche relevanten Patentrechte, die sie kennen, mitzuteilen und unterstützende Dokumentationen zur Verfügung zu stellen.

Gesamtumfang 71 Seiten

Normenausschuss Materialprüfung (NMP) im DIN

Vorwort

Dieses Dokument wurde vom Arbeitsausschuss NA 062-07-61 AA „Terminologie und Grundlagen“ im Normenausschuss Materialprüfung (NMP) im DIN e. V. erstellt.

DIN 25401 *Begriffe der Kerntechnik* besteht aus:

- Teil 1: *Physikalische und chemische Grundlagen*
- Teil 2: *Reaktorauslegung*
- Teil 4: *Kernmaterialüberwachung*
- Teil 5: *Brennstofftechnologie*
- Teil 7: *Sicherheit kerntechnischer Anlagen*
- Teil 8: *Strahlenschutz*
- Teil 9: *Entsorgung*

DIN 25401-3 (Reaktortechnik und Betrieb) sowie DIN 25401-6 (Isotopentrennung) sind in DIN 25401-5 (Brennstofftechnologie) aufgegangen.

Änderungen

Gegenüber DIN 25401-2:2002-04 wurden folgende Änderungen vorgenommen:

- a) Begriffe auf Aktualität geprüft und dem Stand der Technik angepasst;
- b) Begriffe an die Änderungen in den anderen Teilen der Reihe angepasst;
- c) Übersetzung der Begriffe in Russisch, Italienisch, usw. gestrichen.

1 Anwendungsbereich

Dieses Dokument enthält Benennungen und Definitionen auf dem Gebiet der Kerntechnik spezifisch für die Reaktorauslegung. Die Benennungen sind in Englisch und Französisch übersetzt. Die Übersetzungen der Benennungen in Englisch und Französisch entsprechen größtenteils ISO 921:1997.

2 Normative Verweisungen

Die folgenden zitierten Dokumente sind für die Anwendung dieses Dokuments erforderlich. Bei datierten Verweisungen gilt nur die in Bezug genommene Ausgabe. Bei undatierten Verweisungen gilt die letzte Ausgabe des in Bezug genommenen Dokuments (einschließlich aller Änderungen).

E DIN 25401-1:2011-02, *Begriffe in der Kerntechnik — Teil 1: Physikalische und chemische Grundlagen*

E DIN 25401-5:2011-02 *Begriffe in der Kerntechnik — Teil 5: Brennstofftechnologie*

ISO 921:1997, *Nuclear energy — Vocabulary*

3 Begriffe

Für die Anwendung dieses Dokumentes gelten die folgenden Begriffe

3.1

Abbrand

infolge des Reaktorbetriebes bewirkte Umwandlung von spaltbaren Atomkernen

ANMERKUNG Siehe auch Atomabbrand, spezifischer Abbrand, Spaltstoff-Atomabbrand und Schwermetall-Atomabbrand.

3.1

en **burnup**

fr **combustion nucléaire**

3.1.1

relativer Abbrand

Anteil der durch Abbrand umgewandelten von den insgesamt umwandelbaren Kernen

3.1.1

en **burn-up fraction**

fr **taux d'épuisement**

3.1.2

spezifischer Abbrand

Quotient aus der infolge Kernspaltung erzeugten Energie und der Masse des ursprünglich eingesetzten Brennstoffes

3.1.2

en **specific burnup**

fr **combustion massique**

ANMERKUNG Spezifischer Abbrand wird üblicherweise in (MWd/t Uran) angegeben.

3.2

abgereichertes Uran

Uran, in dem das Nuklid ^{235}U mit einer relativen Häufigkeit enthalten ist, die unter seiner relativen Häufigkeit in Natururan liegt

3.2

en **depleted uranium**

fr **uranium appauvri**

3.3**Abklingkonstante**

Zeitkonstante für das exponentielle Abklingen der Anzahldichte der prompten Neutronen in einer kritischen oder unterkritischen multiplizierenden Anordnung

3.3

en Rossi alpha

fr alpha de Rossi

3.4**Abschalten (eines Reaktors)**

Vorgang, durch den ein Reaktor mit den hierfür vorgesehenen Einrichtungen in den unterkritischen Zustand gebracht wird

3.4

en shutdown (reactor)

fr arrêt (d'un réacteur)

3.5**Abschaltreaktivität**

Reaktivität des durch Abschalten mit den hierfür vorgesehenen Einrichtungen in den unterkritischen Zustand gebrachten Reaktors

3.5

en shutdown reactivity

fr reactivité à l'arrêt

ANMERKUNG Sie ist eine Funktion des Reaktorzustandes nach dem Abschalten.

3.6**Abschirmfaktor****Selbstabschirmfaktor**

Faktor, um den der Wert einer Strahlungsgröße innerhalb eines Körpers durch Selbstabschirmung vermindert wird

3.6

en self-shielding factor

fr facteur d'autoprotection

3.7**aktive Länge**

<Brennelement> Länge des Teiles eines Brennstabes oder eines Brennelements, der Kernbrennstoff enthält

3.7

en active length

fr longueur active

3.8**Anfahrbrennelement**

Brennelement, das kurzzeitig in den Reaktorkern eingefahren wird, um eine Xenon Überbrückung zu erzielen

3.8

en booster element

fr barre dopage

3.9

angereichertes Material

Material, in dem die Isotopenhäufigkeit eines oder mehrerer vorgegebener Isotope zumindest eines Elements gegenüber derjenigen in einem Bezugsmaterial erhöht worden ist

ANMERKUNG Bezugsmaterial ist in der Regel ein Material mit der in der Natur vorkommenden Isotopenzusammensetzung; bei der Isotopentrennung wird hingegen auf das in den jeweiligen Trennprozess eingebrachte Material bezogen.

3.10

Anordnung (Kerntechnik)

3.10.1

kritische Anordnung

Anordnung von Spaltstoffen und sonstigen Materialien, in der der Multiplikationsfaktor 1 ist

ANMERKUNG Siehe jedoch kritische Versuchsanordnung.

3.10.2

unterkritische Anordnung

Anordnung von Spaltstoffen und sonstigen Materialien, in der der Multiplikationsfaktor kleiner als 1 ist

ANMERKUNG Siehe auch unterkritische Versuchsanordnung.

3.11

Anteil der prompten Neutronen

Verhältnis der mittleren Anzahl prompter Neutronen je Spaltung zur mittleren Gesamtanzahl der Neutronen (prompt plus verzögert) je Spaltung

3.12

Anteil der verzögerten Neutronen

Verhältnis der mittleren Anzahl verzögerter Neutronen je Spaltung zur mittleren Gesamtanzahl der Neutronen (prompt plus verzögert) je Spaltung

3.9

en enriched material

fr matière enrichie

3.10.1

en critical assembly

fr assemblage critique

3.10.2

en subcritical assembly

fr assemblage sous-critique

3.11

en prompt neutron fraction

fr fraction de neutrons instantanés

3.12

en delayed neutron fraction

fr fraction de neutrons différés;
fraction

3.12.1**effektiver Anteil der verzögerten Neutronen**

der effektive Anteil der verzögerten Neutronen in einer Neutronen multiplizierenden Anordnung ist durch folgende Gleichung definiert

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{\bar{P}_V}{P} \cdot 1$$

Dabei ist

β_{eff} der effektive Anteil der verzögerten Neutronen;

$\bar{P}_V$ die integrale gewichtete Produktionsrate der verzögerten Neutronen;

P die integrale gewichtete fiktive Neutronenproduktionsrate

ANMERKUNG P und $\bar{P}_V$ sind Integrale über den Definitionsbereich der Orts- und Geschwindigkeitsvariablen der Neutronen. Die Integranden bestehen aus der mit einer willkürlichen Wichtungsfunktion multiplizierten orts- und geschwindigkeitsabhängigen fiktiven Neutronenproduktionsrate bzw. Neutronenproduktionsrate der verzögerten Neutronen. Die Wahl der Wichtungsfunktion muss konsistent mit der bei der Bildung der übrigen kinetischen Größen getroffenen Festlegung erfolgen.

3.13**asymptotische Spalterwartung**

die in einem kritischen Reaktor nach sehr vielen Neutronengenerationen im Mittel auftretende Anzahl von Spaltungen je Generation, die auf ein bestimmtes Ausgangsneutron zurückgeht

3.14**Aufwärtsstreuung**

Streuungsvorgang, bei dem ein Neutron Energie gewinnt

3.12.1**en effective delayed neutron fraction**

fr fraction efficace de neutrons retardés

3.13**en iterated fission expectation**

fr espérance de fission itérée

3.14**en upscattering**

fr diffusion accélératrice

3.15

Ausscheidequerschnitt

Wirkungsquerschnitt, der einem Material zugeschrieben wird, das zwischen einer Spaltneutronen-Quelle und einem ausgedehnten, wasserstoffhaltigen Medium eingesetzt wird

ANMERKUNG Der Ausscheidequerschnitt wird bei der Berechnung der Relaxationslänge der Flusssdichte schneller Neutronen in einer dicken Abschirmung benutzt.

3.15

en removal cross-section

fr section efficace de déplacement

3.16

Austrocknen einer Heizfläche

teilweise oder vollständige Verschwinden des benetzenden Flüssigkeitsfilms auf einer beheizten Oberfläche

3.16

en dryout

fr assèchement

3.17

beschichtetes Teilchen

Kügelchen, das Spaltstoff und/oder Brutstoff oder Absorber enthält und mit einer den Stofftransport hemmenden Umhüllung versehen ist

3.17

en coated particle

fr particule enrobée

3.18

Betriebsbereich

Bereich der Betriebsparameter eines Kernreaktors, in dem er entsprechend seiner Auslegung arbeiten soll.

3.18

en operating range

fr domaine de fonctionnement

3.19

Blasenkoeffizient der Reaktivität

partielle Ableitung der Reaktivität nach dem Volumenanteil der Blasen an einem bestimmten Ort oder gemittelt über den Reaktor

3.19

en void coefficient of reactivity

fr coefficient de vide

3.20

Blasensieden

Sieden einer Flüssigkeit unter Bildung von Dampfblasen an einer Heizfläche, die von der Flüssigkeit benetzt wird

3.20

en nucleate boiling

fr ébullition nucléée

3.21

Boräquivalent

Angenommener Wert des Borgehalts, der zur selben Absorption von Neutronen führen würde, wie die einer bestimmten Verunreinigung eines Reaktormaterials, insbesondere des Brennstoffs

3.21

en boron equivalent

fr équivalent en bore

3.22**Boreinspeisung**

Zugabe einer Borlösung in das Reaktorkühlmittel, um während des normalen Betriebs die Reaktivität zu verringern oder aber eine Notabschaltung herbeizuführen

3.22

en boron injection

fr injection de bore

3.23**breites Strahlenbündel**

Strahlenbündel, von dem die ungestreute und ein großer Teil der gestreuten Strahlung den Detektor erreichen

3.23

en broad beam

fr faisceau large

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.24**Bremsdichte**

Quotient aus der Anzahl der Neutronen, die in einem Volumenelement und Zeitintervall unter einen gegebenen Energiewert abgebremst werden, und dem Produkt aus dem Volumenelement und Zeitintervall

3.24

en slowing-down density

fr densité de ralentissement

3.25**Bremskern**

Wahrscheinlichkeit, dass ein Neutron von einem bestimmten Ort in ein Volumenelement gelangt und dabei von einer gegebenen Anfangsenergie in einem Intervall um eine andere gegebene Energie abgebremst wird, dividiert durch das Volumenelement und das Energieintervall

3.25

en slowing-down kernel

fr noyau de l'intégrale de ralentissement

3.26**Bremslänge**

Quadratwurzel aus einem Sechstel des mittleren Quadrates des Abstandes zwischen dem Entstehungsort eines Neutrons und dem Ort, an dem es eine vorgegebene Energie in einem unendlich ausgedehnten, homogenen Medium unterschritten hat

3.26

en slowing-down length

fr longueur de ralentissement

3.27**Bremsnutzung**

Wahrscheinlichkeit dafür, dass ein Neutron während des Bremsprozesses einen bestimmten Energiebereich durchläuft, ohne absorbiert zu werden

3.27

en resonance escape probability

fr facteur antitrappe

3.28**Bremsverhältnis**

Verhältnis des Neutronenbremsvermögens zu dem thermischen makroskopischen Absorptionsquerschnitt eines Moderators

3.28

en moderating ratio

fr efficacité d'un modérateur

3.29

Bremsvermögen

3.29.1

atomares Bremsvermögen

Quotient aus dem linearen Bremsvermögen und der Anzahldichte der Atome in dem Medium

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.29.1

en total atomic stopping power

fr pouvoir d'arrêt total atomique

3.30.2

lineares Bremsvermögen

Quotient aus dem durchschnittlichen Energieverlust eines Teilchens (Stoß- und Strahlungsverlust) entlang eines ausreichend kleinen Wegelementes und der Länge dieses Elementes

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.30.2

en total linear stopping power

fr pouvoir d'arrêt total linéique

3.31

Brennstoff

ANMERKUNG siehe Kernbrennstoff.

3.31.1

angereicherter Brennstoff

Brennstoff, der Uran enthält, in dem die Isotopenhäufigkeit mindestens eines thermisch spaltbaren Isotops über die Isotopenhäufigkeit im natürlichen Uran hinaus vergrößert worden ist

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.31.1

en enriched fuel

fr combustible enrichi

3.32

Brennstoffleistung

im Kernbrennstoff eines Kernreaktors erzeugte thermische Leistung

3.32

en fuel power

fr puissance du combustible

3.32.1

spezifische Brennstoffleistung

in der Spaltzone eines Reaktors in einem gegebenen Volumenelement des Kernbrennstoffs erzeugte thermische Leistung, dividiert durch die in diesem Volumenelement enthaltene Masse an Kernbrennstoff

3.32.1

en fuel rating

fr puissance spécifique

3.33

Brennstoffleistungsdichte

in einem gegebenen Volumenelement des Kernbrennstoffs erzeugte thermische Leistung, dividiert durch dieses Volumenelement

3.33

en power density

fr puissance volumique

3.34**Brennstoff-Nennleistung**

thermische Leistung, die bei Betrieb eines Reaktors mit Nennleistung im Kernbrennstoff erzeugt wird

3.34

en rated fuel power

fr puissance nominale du combustible

3.34.1**spezifische Brennstoff-Nennleistung**

beim Betrieb eines Reaktors mit Nennleistung in einem gegebenen Volumenelement des Kernbrennstoffs in der Spaltzone erzeugte thermische Leistung, dividiert durch die in diesem Volumenelement zu Beginn des Betriebszyklus enthaltene Masse an Kernbrennstoff

3.34.1

en specific rated fuel power (initial)

fr puissance nominale spécifique du combustible (initiale)

3.35**Brennstoff-Nennleistungsdichte**

bei einem mit Nennleistung betriebenen Reaktor in einem gegebenen Volumenelement des Brennstoffs erzeugte thermische Leistung, dividiert durch dieses Volumenelement

3.35

en rated power density

fr puissance volumique nominale

3.36**brütbar**

Eigenschaft von Nukliden, die direkt oder indirekt durch Neutroneneinfang in thermisch spaltbare Nuklide umgewandelt werden können

3.36

en fertile

fr fertile

3.37**Brutelement**

kleinster strukturell eigenständiger, hauptsächlich aus einem brütbaren Stoff bestehender Teil eines Brutreaktors z. B. Brutstoff enthaltende Kugeln

3.37

en breeder assembly

fr assemblée fertile

3.38**Brüten**

Konversion bei einem Konversionsverhältnis größer als eins

3.38

en breeding

fr surrégénération

3.39**Brutgewinn**

Brutverhältnis minus eins

3.39

en breeding gain

fr gain de surrégénération

3.40**Brutstab**

das Brutstoff enthaltende kleinste konstruktiv selbständige Teil eines Brutelements in Form eines Stabes

3.40

en breeder rod

fr barre fertile

3.41

Brutstoff

brütbarer Stoff

3.41

en fertile material

fr matière fertile

3.42

Brutverhältnis

Konversionsverhältnis, dessen Wert größer als eins ist

3.42

en breeding ratio

fr rapport de surrégénération

3.43

Brutzone

Reaktorzone außerhalb oder innerhalb der Spaltzone, die Brutstoffe zum Zweck der Konversion enthält

3.43

en blanket

fr couche fertile

3.44

Dancoff-Korrektur

Korrektur an dem für eine isolierte Brennstoffgitter-Zelle bestimmten Resonanzintegral, durch die der Einfluss benachbarter Brennstoffgitter-Zellen berücksichtigt wird

3.44

en Dancoff correction

fr correction de Dancoff

3.45

Diffusionskoeffizient

3.45.1

Diffusionskoeffizient für Neutronenanzahldichte

Verhältnis des Betrages der Neutronenstromdichte zum negativen Betrag des Gradienten der Neutronenanzahldichte

3.45.1

en diffusion coefficient for neutron number density

fr coefficient de diffusion pour le nombre volumique de neutrons

3.45.2

Diffusionskoeffizient für Neutronenflussdichte

Verhältnis des Betrages der Neutronenstromdichte zum negativen Betrag des Gradienten der Neutronenflussdichte

3.45.2

en diffusion coefficient for neutron flux density

fr coefficient de diffusion pour le densité de flux de neutrons

3.46

Diffusionskühlung (Reaktorphysik)

Abnahme der mittleren Energie der Neutronen in einer endlichen Anordnung aufgrund des vorzugsweisen Ausflusses von Neutronen mit höheren Energien

3.46

en diffusion cooling

fr refroidissement par diffusion

3.47

Diffusionslänge

Quadratwurzel aus einem Sechstel des mittleren Quadrates des Abstandes zwischen dem Ort des Erscheinens und dem Ort des Verschwindens eines Teilchens vorgegebener Art und Klasse in einem unendlichen, homogenen Medium

3.47

en diffusion length

fr longueur de diffusion

3.48**Doppel-P_N-Methode**

Verfahren zur näherungsweisen Lösung der Transportgleichung, bei der der Vektor der differentiellen Teilchenflussdichte bezüglich der Richtungsabhängigkeit in zwei entgegengesetzten Raumwinkelhalbräumen getrennt nach Kugelfunktionen entwickelt wird und die Entwicklungen nach den Gliedern mit der N-ten Kugelfunktion abgebrochen werden

3.48

en dual spherical harmonics method;
Yvon's method
fr méthode des doubles
harmoniques phériques; méthode
d'Yvon

3.49**Druckkoeffizient der Reaktivität**

partielle Ableitung der Reaktivität nach dem Druck an einer bestimmten Stelle oder nach dem Druck eines bestimmten Mediums

3.49

en pressure coefficient (of reactivity)
fr coefficient de pression

3.50**Eigenabsorptionsfaktor**

Quotient aus der aus der Quelle austretenden Strahlung und der in der Quelle erzeugten Strahlung

3.50

en self-absorption factor
fr facteur d'auto-absorption

3.51**Einflussfunktion**

Anzahl der Neutronen, die nach unendlich langer Zeit unter dem Einfluss eines zündenden Neutrons in einem ursprünglich neutronenleeren kritischen Reaktor auftreten würde

3.51

en importance function
fr fonction importance

ANMERKUNG Die Einflussfunktion ist proportional zur Adjungierten der Neutronenflussdichte.

3.52**Eingruppenmodell**

Modell, in dem die Neutronen eines Reaktor so behandelt werden, als gehörten sie zu einer einzigen Neutronenenergiegruppe

3.52

en one-group model
fr modèle à un groupe

3.54**Eingruppentheorie**

mathematische Theorie auf der Basis des Eingruppenmodells

3.54

en one-group theory
fr théorie à un groupe

Tabelle (fortgesetzt)

3.53

Energieabsorptionskoeffizient

μ_{en}

Energieabsorptionskoeffizient eines Stoffes für indirekt ionisierende Strahlung ist

$$\mu_{\text{en}} = \mu_{\text{t}}(1 - g)$$

ANMERKUNG Dabei ist μ_{t} der Energieumwandlungskoeffizient und g der relative Anteil der Energie der geladenen Sekundärteilchen, der in dem Stoff in Bremsstrahlung umgesetzt wird

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.53

en energy absorption coefficient
fr coefficient d'absorption d'énergie

3.54

Energiefluenz

Quotient aus der Summe der Energien, ausschließlich Ruheenergie, aller Teilchen oder Photonen, die in einer gegebenen Zeitspanne in eine kleine Kugel um den betrachteten Raumpunkt eintreten, und der Querschnittsfläche dieser Kugel

ANMERKUNG Die Energiefluenz ist identisch mit dem Zeitintegral der Energieflussdichte

3.54

en energy fluence
fr fluence énergétique

3.55

Energieflussdichte

Quotient aus der Summe der Energien - ausschließlich Ruheenergie - aller Teilchen, die in einer Zeitspanne in eine kleine Kugel eintreten und dem Produkt aus der Querschnittsfläche dieser Kugel und der Zeitspanne

ANMERKUNG Die Energieflussdichte ist identisch mit dem Produkt aus der Teilchenflussdichte und der mittleren Energie der Teilchen. Die Energieflussdichte ist die zeitliche Ableitung der Energiefluenz.

3.55

en energy flux density
fr densité de flux énergétique; débit de fluence énergétique

3.56

Energiegruppenmodell

Modell für den Transport von Teilchen, bei dem die vorhandenen Teilchen nach ihrer Energie zu Gruppen zusammengefasst sind und jeder Gruppe eine effektive Energie zugeordnet ist

3.56

en multigroup model
fr modèle à plusieurs groupes

3.57**Energieumwandlungskoeffizient** μ_t Quotient aus dW_{kin} und dem Produkt $W \times ds$

ANMERKUNG 1 Dabei ist W die Summe der Energie der indirekt ionisierenden Teilchen (einschließlich Photonen), die senkrecht auf eine Schicht der Dicke ds des Stoffes auftreffen, und dW_{kin} die Summe der Anfangswerte der kinetischen Energien aller geladener Teilchen, die in dieser Schicht erzeugt werden:

$$\mu_t = \frac{1}{W} \times \frac{dW_{\text{kin}}}{ds}$$

ANMERKUNG 2 Für Photonenstrahlung ist der Energieumwandlungskoeffizient μ_t gleich der Summe aus dem Photo-Umwandlungskoeffizient τ_a , dem Compton-Umwandlungskoeffizienten σ_{Ca} und dem Paarumwandlungskoeffizienten κ_a :

$$\mu_t = \tau_a + \sigma_{\text{Ca}} + \kappa_a$$

ANMERKUNG 3 In der radiologischen Technik wird das Symbol μ_{tr} verwendet.

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.58**Epicadmium-Neutron**

Neutron, dessen kinetische Energie die der Cadmium-Schwellenenergie überschreitet

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.57**en energy-transfer coefficient****fr coefficient de transfert d'énergie****3.58****en epicadmium neutron****fr neutron épicadmique****3.59****Epicadmium-Resonanzintegral**

Resonanzintegral mit der effektiven Cadmium--Energieschwelle als unterer Energiegrenze

3.59**en epicadmium resonance integral****fr intégrale de résonance épicadmique****3.60****Erststoßwahrscheinlichkeit**

Wahrscheinlichkeit, dass ein Neutron, das von einem gegebenen räumlichen Bereich startet, seinen ersten Stoß in einem vorgegebenen Bereich ausführt

3.60**en first collision probability****fr probabilité de première collision**

3.61

exponentielle Schwächung

Abnahme eines schmalen Strahlenbündels von Teilchen (einschließlich Photonen) durch Wechselwirkungen mit der Materie, bei der eine bestimmte Strahlungsgröße exponentiell mit der Dicke der durchstrahlten Materialschicht abnimmt

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.61

en exponential attenuation

fr atténuation exponentielle

3.62

extrapolierte Grenze

hypothetische Fläche außerhalb einer Anordnung, auf der die Neutronenflussdichte Null wäre, wenn sie aus der Flussdichteverteilung extrapoliert würde unter Vernachlässigung der Verteilung innerhalb weniger mittlerer freier Weglängen von der wirklichen Oberfläche

3.62

en extrapolated boundary

fr limite extrapolée

3.63

Feinstruktur

<Reaktorzone> Ortsabhängigkeit einer Reaktorgröße (z. B. Neutronenflussdichte) innerhalb einer Reaktorzone

3.63

en fine structure

fr structure fine

3.64

Fermi-Alter

ein Sechstel des mittleren Quadrates des Abstandes r

3.64

en Fermi age

fr âge de Fermi

ANMERKUNG Dabei ist r in einem homogenen, unendlich ausgedehnten Medium der geradlinige Abstand zwischen dem Ort des Erscheinens und dem Punkt, an dem das Neutron die Energie erreicht, für die das Fermi-Alter angegeben wird.

3.65

Fermi-Alter-Gleichung

in der Fermi-Alter-Theorie die Gleichung, die eine Beziehung zwischen Bremsdichte und Position herstellt

3.65

en Fermi age equation

fr équation de l'âge de Fermi

ANMERKUNG Wenn keine Absorption stattfindet, wird sie gewöhnlich

$$\Delta q = \frac{\delta q}{\delta \tau}$$

geschrieben, wobei q die Bremsdichte und τ das Fermi-Alter ist.

3.66**Fermi-Alter-Theorie**

Theorie für Neutronenbremsung, die im wesentlichen auf den Annahmen beruht, dass der Bremsvorgang kontinuierlich vor sich geht und der Neutronentransport im Raum mit Hilfe der Diffusionstheorie berechnet werden kann

3.66**en** Fermi age theory**fr** théorie de l'âge Fermi**3.67****FIFA-Wert**

ANMERKUNG siehe Spaltstoff-Atomabbrand.

3.68**fiktive Neutronenproduktionsrate**

Produktionsrate der prompten und der verzögerten Neutronen, wenn angenommen wird, dass auch die verzögerten Neutronen prompt entstehen

ANMERKUNG Im stationären Fall ist die fiktive Neutronenproduktionsrate gleich der wirklichen Produktionsrate der prompten und verzögerten Neutronen.

3.68**en** fictitious neutron production**fr** taux fictif de production de neutrons**3.69****Filmsieden**

Sieden einer Flüssigkeit, die die Heizfläche wegen eines sich bildenden isolierenden Dampffilmes nicht mehr be-netzt (Leidenfrost-Phänomen)

3.69**en** film boiling**fr** ébullition en couche mince**3.70****FIMA-Wert**

ANMERKUNG siehe Schwermetall-Atomabbrand.

3.71**Fissium**

Spaltproduktbestandteil in der Mischung von Kernbrennstoff und Spaltprodukten, der nach wiederholtem Durchgang des Brennstoffs durch einen bestimmten Brennstoffkreislauf einschließlich einer pyrometallurgischen Behandlung erreicht wird

3.71**en** fissionium**fr** fissionium

3.71.1

simuliertes Fissium

künstliche Mischung von natürlichen Elementen, die zu den Spaltprodukten gehören, um die chemische Zusammensetzung des Stoffes, der aus der Spaltung entsteht, zu simulieren

ANMERKUNG Die Zusammensetzung der Mischung hängt ab von dem bestrahlten Material und den Bestrahlungsbedingungen, die zu simulieren sind.

3.71.1

en **simulated fissium**
fr **fissium simulé**

3.72

Fluenz

Teilchenfluenz

für einen gegebenen Punkt die Anzahl der Teilchen oder Photonen, die während einer bestimmten Zeitspanne in eine kleine Kugel eintreten, die den Punkt umschliesst, dividiert durch die Querschnittsfläche dieser Kugel

ANMERKUNG Die Fluenz ist identisch mit dem Zeitintegral der Flussdichte.

3.72

en **particle fluence**
fr **fluence de particules**

3.73

Fluss

nicht empfehlenswerte Kurzform für Flussdichte

3.73

en **flux**
fr **flux**

3.73.1

adjungierter Fluss

ANMERKUNG Zu ersetzen durch: Adjungierte der Neutronenflussdichte

3.74

Flussabflachung

Bewirken einer annähernd ortsunabhängigen Neutronenflussdichte in der Spaltzone eines Reaktors

3.74

en **flattening (flux)**
fr **aplatissement du flux**

3.75

Flussdichte

3.75.1

Flussdichte von Teilchen

Quotient aus der Anzahl der Teilchen, die in einer Zeitspanne in eine kleine Kugel um den betrachteten Raumpunkt eintreten, und dem Produkt aus der Querschnittsfläche dieser Kugel und der Zeitspanne

ANMERKUNG Sie ist identisch mit dem Produkt aus der Teilchenanzahldichte und der mittleren Geschwindigkeit der Teilchen.

3.75.1

en **particle flux density**
fr **densité de flux de particules; débit de fluence de particules**

3.75.2**konventionelle Flussdichte****2200-m/s-Flussdichte**

fiktive thermische Flussdichte, die als Produkt aus der Anzahlichte der thermischen Neutronen und der Neutronengeschwindigkeit von 2200 m/s gebildet wird

3.75.2

en 2200 meter per second flux density; conventional flux density
fr densité de flux de 2200 m/s; débit de fluence de 2200 m/s; flux conventionnel; (densité de) flux conventionnelle

3.76**Flussdichtewölbung****3.76.1****geometrische Flussdichtewölbung**

kleinster, nicht verschwindender Eigenwert $B = B_g$ der Flussdichtegleichung

3.76.1

en geometric buckling
fr laplacien géométrique

$$\Delta\rho(r) + B^2 \times \rho(r) = 0$$

mit der Bedingung, dass die Flussdichte $\rho(r)$ an der extrapolierten Grenze des Körpers Null ist

3.76.2**materielle Flussdichtewölbung**

für ein multiplizierendes Medium ein Parameter für die Neutronenvermehrung in Abhängigkeit von den Materialien und ihrer Verteilung

3.76.2

en material buckling
fr laplacien matière

ANMERKUNG Für eine kritische Einzonenanordnung sind die Zahlenwerte der materiellen und geometrischen Flussdichtewölbung gleich.

3.77**Flussfalle**

Moderatorzone innerhalb der (gewöhnlich untermoderierten) Spaltzone, die einen Anstieg in der örtlichen thermischen Neutronenflussdichte verursacht

3.77

en flux trap
fr piège à flux

3.78**Flusswölbung**

ANMERKUNG siehe geometrische und materielle Flussdichtewölbung.

3.79**gespeicherte Energie**

Teil der inneren Energie eines Festkörpers, der auf Gitterstörungen infolge Einwirkens ionisierender Strahlung zurückgeht

3.79

en stored energy
fr énergie emmagasinée

3.80

grau

<Reaktortechnik> Körper oder Medien, die einen wesentlichen Teil, aber nicht alle der einfallenden Neutronen einer bestimmten Energie absorbieren

3.80

en gray (reactor technology)

fr gris (technologie des réacteurs)

3.81

Gruppenübergangsquerschnitt

im Rahmen des Energiegruppenmodells ein mittlerer Wirkungsquerschnitt, der den Übergang von einer zu einer anderen Gruppe beschreibt

3.81

en group transfer scattering cross-section

fr section efficace de transfert de groupe par diffusion

3.82

Gruppenverlustquerschnitt

im Rahmen des Energiegruppenmodells ein für jede Energiegruppe charakteristischer mittlerer Wirkungsquerschnitt, der den Verlust von Neutronen aus dieser Gruppe durch alle Reaktionen beschreibt

3.82

en group removal cross-section

fr section efficace d'extraction de groupe

3.83

gutmoderiert

multiplizierendes Medium, dessen Verhältnis von Moderator- und Brennstoffmenge so beschaffen ist, dass das Neutronenspektrum im unteren Energiebereich durch eine Maxwell-Verteilung angenähert werden kann und die größere Anzahl von Neutronen innerhalb dieser Verteilung liegt

3.83

en well-moderated

fr bien modéré

3.84

Härtung des Neutronenspektrums

Erhöhung der mittleren kinetischen Energie der Neutronen. Siehe auch spektrale Härtung

3.84

en neutron hardening

fr durcissement du spectre des neutrons

3.85

Heißkanalfaktor

Maximalwert des Quotienten aus Enthalpieerhöhung im einzelnen Kühlkanal zur mittleren Enthalpieerhöhung des Kühlmittels im Reaktorkern

3.85

en hot channel factor

fr facteur de (sécurité au) canal chaud

3.86

Heißstellenfaktor

maximaler Leistungsformfaktor im Reaktorkern

3.86

en hot spot factor

fr facteur de (sécurité au) point chaud

3.87

Heizflächenbelastung

die durch ein Flächenelement der gekühlten Heizfläche eines Brennelementstabes oder eines Brennelementes hindurchtreffende thermische Leistung, dividiert durch dieses Flächenelement

3.87

en surface power density

fr puissance surfacique

3.88**heterogen**

<Reaktorphysik> Merkmal eines multiplizierenden Mediums, dessen Materialien nicht innig miteinander vermischt sind, so dass das Verhalten der Neutronen von der Struktur der Mischung beeinflusst wird

3.88

en heterogeneous
fr hétérogène

3.89**homogen**

<Reaktorphysik> Merkmal eines multiplizierenden Mediums, dessen Materialien so innig miteinander vermischt sind, dass das Verhalten der Neutronen von der Struktur der Mischung nicht beeinflusst wird

3.89

en homogeneous
fr homogène

3.90**inhärente Regelung**

ANMERKUNG Siehe Selbstregelung.

3.91**Inhour-Gleichung**

Gleichung, die eine Beziehung zwischen der Reaktivität eines Reaktors und den betrachteten Gruppen verzögerter Neutronen entsprechenden Zeitkonstanten herstellt

3.91

en inhour equation
fr équation de l'inhour

3.92**invariante Einbettung**

mathematisches Verfahren in der Transporttheorie, mit dem integrale Parameter (z. B. Reflektionskoeffizienten) einer Schicht oder Anordnung bestimmt werden, ohne dass eine detaillierte Beschreibung der Neutronenflussdichte in dieser Schicht oder Anordnung erforderlich ist

3.92

en invariant embedding
fr immersion invariante

3.93**isoliertes System**

ein Spaltstoff enthaltendes System, das mit anderen Systemen nicht über Neutronenaustausch gekoppelt ist

3.93

en isolated system
fr système isolé

3.94**kalt**

<Reaktortechnik> Reaktorzustand bei Raumtemperatur

3.94

en cold
fr froid

ANMERKUNG Unter Raumtemperatur wird im allgemeinen eine Temperatur von 20 °C verstanden.

3.95

Kermet-Brennstoff **Cermet-Brennstoff**

fester Kernbrennstoff, der aus einem innigen Gemisch metallischer und keramischer Stoffe besteht, wobei der Keramikanteil mehr als 50 Gewichtsprozent beträgt und thermisch spaltbare Nuklide in einem oder beiden Bestandteilen enthalten sind

ANMERKUNG 1 Ist der Anteil an Keramik kleiner, so spricht man von Metall-Keramik-Brennstoff.

ANMERKUNG 2 Kermet Kurzform für Keramik-Metall.

3.95

en cermet fuel
fr combustible cermet

3.96

Kernbrennstoff **Brennstoff**

Spaltstoff oder Spaltstoffe enthaltendes Material.

ANMERKUNG 1 Nach Atomgesetz in der Fassung vom 31.10.1976, Anlage 1[3]: Kernbrennstoff ist spaltbares Material in Form von Uran als Metall, Legierung oder chemischer Verbindung (einschließlich natürlichen Urans), Plutonium als Metall, Legierung oder chemischer Verbindung.

ANMERKUNG 2 Siehe auch Kernmaterial in E DIN 25401-4:2011-02 und E DIN 25401-5:2011-02.

3.96

en nuclear fuel
fr combustible nucléaire

3.97

Kernenergetik

übergeordneter Begriff für die Gebiete Kernenergie-technik und Kernenergiewirtschaft

3.98

Kernenergie

Energie, die bei einer Kernreaktion oder einem Kernübergang freigesetzt wird

[E DIN 25401-1:2011-02]

3.97

en nuclear energetics
fr technique et économie énergétiques nucléaires; énergétique nucléaire néologisme)

3.98

en nuclear energy
fr énergie nucléaire

3.99

Kernreaktor **Reaktor**

Einrichtung in der eine sich von selbst erhaltende Kettenreaktion von Kernspaltungen aufrechterhalten und gesteuert werden kann

3.99

en nuclear reactor; pile
fr réacteur nucléaire; pile atomique

3.100

Kohlenstoffmassentransport

Transport von Kohlenstoff durch fluide Medien von einem Punkt eines Kreislaufes zu einem anderen aufgrund der Temperaturabhängigkeit der Gleichgewichtskonstanten chemischer Reaktionen

3.100

en carbon mass transfer
fr transfert de masse du carbone

3.101**Konfigurationsregelung**

Reaktorregelung durch Verändern der Anordnung oder Geometrie von Brennstoff, Reflektor, Reaktorkühlmittel oder Moderator

3.101

en configuration control

fr commande par configuration

3.102**Konfigurationssteuerung**

Reaktorsteuerung durch Verändern der Anordnung oder Geometrie von Brennstoff, Reflektor, Reaktorkühlmittel oder Moderator

3.102

en configuration control

fr commande par configuration

3.103**Konversionsverhältnis**

Verhältnis der Anzahl der aus Brutstoffen erzeugten Spaltstoffkerne zur Anzahl der während der gleichen Zeitspanne verbrauchten Kerne der anfangs vorhandenen und der neu erbrüteten Spaltstoffe

3.103

en conversion ratio

fr rapport de conversion

ANMERKUNG Die ebenfalls verwendete Benennung Konversationsrate sollte vermieden werden.

3.104**anfängliches Konversionsverhältnis**

das anfängliche Konversionsverhältnis ist das Konversionsverhältnis, bevor in einem Reaktor merklicher Abbrand stattgefunden hat

3.104

en initial conversion ratio

fr rapport de conversion initial

3.105**Kritikalität**

Zustand einer Neutronen multiplizierenden Anordnung, die kritisch ist

3.105

en criticality

fr criticité

3.106**kritisch**

Zustand bei dem die Summe der Produktionsraten der prompten und der verzögerten Neutronen bei einer neutronenmultiplizierenden Anordnung gleich der Neutronenverlustrate ist

3.106

en critical

fr critique

3.107**kritische Abmessungen****3.107**

en critical size

fr taille critique

ANMERKUNG siehe kritischer Wert.