DIN EN ISO 19226

DIN

ICS 27.120.10

Einsprüche bis 2019-10-23

Entwurf

Kernenergie – Bestimmung der Neutronenfluenz und Verschiebungen pro Atom (dpa) im Reaktorbehälter und Einbauten (ISO 19226:2017); Deutsche und Englische Fassung prEN ISO 19226:2019

Nuclear energy –
Determination of neutron fluence and displacement per atom (dpa) in reactor vessel and internals (ISO 19226:2017);
German and English version prEN ISO 19226:2019

Énergie nucléaire –
Détermination de la fluence neutronique et des déplacements par atome (dpa) dans la cuve et les internes du réacteur (ISO 19226:2017);
Version allemande et anglaise prEN ISO 19226:2019

Anwendungswarnvermerk

Dieser Norm-Entwurf mit Erscheinungsdatum 2019-08-23 wird der Öffentlichkeit zur Prüfung und Stellungnahme vorgelegt.

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

Stellungnahmen werden erbeten

- vorzugsweise online im Norm-Entwurfs-Portal von DIN unter www.din.de/go/entwuerfe bzw. für Norm-Entwürfe der DKE auch im Norm-Entwurfs-Portal der DKE unter www.entwuerfe.normenbibliothek.de, sofern dort wiedergegeben;
- oder als Datei per E-Mail an nmp@din.de möglichst in Form einer Tabelle. Die Vorlage dieser Tabelle kann im Internet unter www.din.de/go/stellungnahmen-norm-entwuerfe oder für Stellungnahmen zu Norm-Entwürfen der DKE unter www.dke.de/stellungnahme abgerufen werden;
- oder in Papierform an den DIN-Normenausschuss Materialprüfung (NMP), 10772 Berlin, Saatwinkler Damm 42/43, 13627 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 36 Seiten

DIN-Normenausschuss Materialprüfung (NMP)

Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

Nationales Vorwort

Der Text von ISO 19226:2017 wurde vom Technischen Komitee ISO/TC 85 „Nuclear energy, nuclear technologies, and radiological protection“ der Internationalen Organisation für Normung (ISO) erarbeitet und als prEN ISO 19226:2019 durch das Technische Komitee CEN/TC 430 „Kernenergie, Kerntechnik und Strahlenschutz“ übernommen, dessen Sekretariat von AFNOR (Frankreich) gehalten wird.

Das zuständige deutsche Normungsgremium ist der Arbeitsausschuss NA 062-07-54 AA „Kritikalitätssicherheit und Zerfallsleistung“ im DIN-Normenausschuss Materialprüfung (NMP).

Um Zweifelsfälle in der Übersetzung auszuschließen, ist die englische Originalfassung beigefügt. Die Nutzungsbedingungen für den deutschen Text des Norm-Entwurfes gelten gleichermaßen auch für den englischen Text.

Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

– Entwurf –

CEN/TC 430

Datum: 2019-09

prEN ISO 19226:2019

CEN/TC 430

Sekretariat: AFNOR

Kernenergie — Bestimmung der Neutronenfluenz und Verschiebungen pro Atom (dpa) im Reaktorbehälter und Einbauten (ISO 19226:2017)

Énergie nucléaire — Détermination de la fluence neutronique et des déplacements par atome (dpa) dans la cuve et les internes du réacteur (ISO 19226:2017)

Nuclear energy — Determination of neutron fluence and displacement per atom (dpa) in reactor vessel and internals (ISO 19226:2017)

ICS:

Deskriptoren

Dokument-Typ: Europäische Norm
Dokument-Untertyp:
Dokument-Stage: CEN-Umfrage
Dokument-Sprache: D

STD Version 2.9p

Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

Inhalt

Seite

Europäisches Vorwort ... 3
Vorwort ... 4
Einleitung ... 5
1 Anwendungsbereich ... 6
2 Normative Verweisungen ... 6
3 Begriffe ... 6
4 Transporttheorie-Berechnungsmodelle ... 8
4.1 Allgemeines ... 8
4.1.1 Ausgabeanforderungen ... 8
4.1.2 Methodik: Transportberechnungen mit festen Quellen ... 9
4.2 Transportberechnung ... 9
4.2.1 Eingabedaten ... 9
4.2.2 Verfahren mit diskreten Ordinaten (SN-Verfahren) ... 10
4.2.3 Monte-Carlo-Transportverfahren ... 10
4.2.4 Adjungierte Fluenzberechnungen ... 10
4.3 Validierung von Berechnungswerten der Neutronenfluenz ... 11
4.4 Bestimmung der rechnerischen Unsicherheiten ... 11
5 Neutronendosimetriemessungen am Druckbehälter des Reaktors ... 11
5.1 Einleitung ... 11
5.2 Allgemeine Anforderungen an die Neutronenmesstechnik im Reaktorbehälter ... 12
5.3 Neutronendosimeter für stabile Produkte ... 13
5.4 Reaktionsparameter des Dosimeters ... 13
5.5 Unsicherheitsschätzungen und Messvalidierung in Standardneutronenfeldern ... 13
6 Vergleich von Berechnungen mit Messungen ... 14
6.1 Einleitung ... 14
6.2 Direkter Vergleich der berechneten Aktivitäten mit den gemessenen Sensoraktivitäten ... 14
6.3 Vergleich von berechneten Raten mit gemessenen durchschnittlichen Volllastreaktionsraten ... 14
6.4 Vergleich der Berechnungen mit Messungen nach dem Verfahren der kleinsten Quadrate ... 14
7 Bestimmung der am besten geschätzten Fluenz ... 15
8 Berechnungsverfahren für dpa und Gasproduktion ... 15
8.1 Verschiebungen pro Atom (dpa) ... 15
8.2 Gasproduktion ... 16
Literaturhinweise ... 17

Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

Europäisches Vorwort

Der Text von ISO 19226:2017 wurde vom Technischen Komitee ISO/TC 85 „Nuclear energy, nuclear technologies, and radiological protection“ der Internationalen Organisation für Normung (ISO) erarbeitet und als prEN ISO 19226:2019 durch das Technische Komitee CEN/TC 430 „Kernenergie, Kerntechnik und Strahlenschutz“ übernommen, dessen Sekretariat von AFNOR gehalten wird.

Dieses Dokument ist derzeit zur CEN-Umfrage vorgelegt.

Anerkennungsnotiz

Der Text von ISO 19226:2017 wurde von CEN als prEN ISO 19226:2019 ohne irgendeine Abänderung genehmigt.

Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

Vorwort

ISO (die Internationale Organisation für Normung) ist eine weltweite Vereinigung nationaler Normungsorganisationen (ISO-Mitgliedsorganisationen). Die Erstellung von Internationalen Normen wird üblicherweise von Technischen Komitees von ISO durchgeführt. Jede Mitgliedsorganisation, die Interesse an einem Thema hat, für welches ein Technisches Komitee gegründet wurde, hat das Recht, in diesem Komitee vertreten zu sein. Internationale staatliche und nichtstaatliche Organisationen, die in engem Kontakt mit ISO stehen, nehmen ebenfalls an der Arbeit teil. ISO arbeitet bei allen elektrotechnischen Themen eng mit der Internationalen Elektrotechnischen Kommission (IEC) zusammen.

Die Verfahren, die bei der Entwicklung dieses Dokuments angewendet wurden und die für die weitere Pflege vorgesehen sind, werden in den ISO/IEC-Direktiven, Teil 1 beschrieben. Es sollten insbesondere die unterschiedlichen Annahmekriterien für die verschiedenen ISO-Dokumentenarten beachtet werden. Dieses Dokument wurde in Übereinstimmung mit den Gestaltungsregeln der ISO/IEC-Direktiven, Teil 2 erarbeitet (siehe www.iso.org/directives).

Es wird auf die Möglichkeit hingewiesen, dass einige Elemente dieses Dokuments Patentrechte berühren können. ISO ist nicht dafür verantwortlich, einige oder alle diesbezüglichen Patentrechte zu identifizieren. Details zu allen während der Entwicklung des Dokuments identifizierten Patentrechten finden sich in der Einleitung und/oder in der ISO-Liste der erhaltenen Patenterklärungen (siehe www.iso.org/patents).

Jeder in diesem Dokument verwendete Handelsname dient nur zur Unterrichtung der Anwender und bedeutet keine Anerkennung.

Für eine Erläuterung des freiwilligen Charakters von Normen, der Bedeutung ISO-spezifischer Begriffe und Ausdrücke in Bezug auf Konformitätsbewertungen sowie Informationen darüber, wie ISO die Grundsätze der Welthandelsorganisation (WTO, en: World Trade Organization) hinsichtlich technischer Handelshemmnisse (TBT, en: Technical Barriers to Trade) berücksichtigt, siehe www.iso.org/iso/foreword.html.

Dieses Dokument wurde vom Technischen Komitee ISO/TC 85, *Nuclear energy, nuclear technologies, and radiological protection,* Unterkomitee SC 6, *Reactor Technology* erarbeitet.

Dieses Dokument basiert auf ANSI/ANS 19.10-2009, erstreckt sich jedoch auch auf die Bewertung von Strahlungsschäden durch Neutronenfluenz.

Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

Einleitung

Dieses Dokument ist für den Gebrauch vorgesehen durch

a) Personen, die an der Bestimmung von Expositionsparametern zur Vorhersage von Strahlungsschäden am Behälter und an den Einbauten eines Kernreaktors beteiligt sind, wobei die Expositionsparameter Neutronenfluenz und/oder Verschiebungen pro Atom (dpa) sein können,

b) Personen, die an der Bestimmung der Materialeigenschaften von bestrahlten Reaktorbehältern und Reaktoreinbauten beteiligt sind,

c) Aufsichtsbehörden bei Genehmigungsmaßnahmen, wie z. B. dem Verfassen von regulatorischen Vorgaben, der Analyse von Berichten über die Integrität und Materialeigenschaften von bestrahlten Druckbehältern und Reaktoreinbauten.

AVA Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

1 Anwendungsbereich

Dieses Dokument stellt ein Verfahren zur Auswertung von Strahlungsdaten im Bereich zwischen dem Reaktorkern und der Innenfläche des Sicherheitsbehälters, durch den Druckbehälter und den Reaktorhohlraum, zwischen den Enden aktiver Brennelemente, unter Berücksichtigung der Neutronenquelle im Kern, dar.

ANMERKUNG Diese Strahlungsdaten könnten Neutronenfluenz oder Verschiebungen pro Atom (dpa) und Heliumproduktion sein.

Die Auswertung erfolgt sowohl mit Neutronenflussberechnungen als auch mit Messdaten aus der Behälter- und Hohlraumdosimetrie. Dieses Dokument gilt für Druckwasserreaktoren (DWR), Siedewasserreaktoren (SWR) und Druckschwerwasserreaktoren (PHWR).

Dieses Dokument enthält außerdem ein Verfahren zur Bewertung der Neutronenschädigungseigenschaften am Reaktordruckbehälter und der internen Komponenten von DWR, SWR und PHWR. Die Schädigungseigenschaften konzentrieren sich auf atomare Verschiebungsschäden durch direkte Verschiebungen von Atomen aufgrund von Kollisionen mit Neutronen und indirekte Schäden durch Gasproduktion, die beide stark vom Neutronenenergiespektrum abhängig sind. Daher sind Berechnungen der Gesamtzahl der Atomverschiebungen für eine gegebene Neutronenfluenz und ein gegebenes Neutronenenergiespektrum wichtige Daten, die für das Management des Reaktorlebens verwendet werden.

2 Normative Verweisungen

Die folgenden Dokumente werden im Text in solcher Weise in Bezug genommen, dass einige Teile davon oder ihr gesamter Inhalt Anforderungen des vorliegenden Dokuments darstellen. 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).

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 Begriffe

Für die Anwendung dieses Dokuments gelten die Begriffe nach ANSI/ANS 19.10, ASTM E170-16a und die folgenden Begriffe.

ISO und IEC stellen terminologische Datenbanken für die Verwendung in der Normung unter den folgenden Adressen bereit:

— ISO Online Browsing Platform: verfügbar unter https://www.iso.org/obp

— IEC Electropedia: verfügbar unter http://www.electropedia.org/

3.1
Genauigkeit eines gemessenen/berechneten Wertes
Differenz zwischen dem „realen“ und dem gemessenen/berechneten Wert, üblicherweise aufgrund systematischer Fehler im Mess-/Berechnungsverfahren

AVA Documents
Document Sharing Hub

Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

3.2
Vergleichsexperiment
klar definierte Reihe physikalischer Versuche mit Ergebnissen, die als ausreichend genau eingestuft werden, um als rechnerischer Bezugspunkt verwendet zu werden

Anmerkung 1 zum Begriff: Die Beurteilung wird von einer Gruppe aus Experten auf diesem Gebiet durchgeführt.

3.3
beste Schätzung der Fluenz
genauester Wert der Fluenz basierend auf allen verfügbaren Messungen, berechneten Ergebnissen und Anpassungen basierend auf Bias-Schätzungen, Analysen der kleinsten Quadrate und technischen Beurteilungen

3.4
Berechnungsmethodik
mathematische Gleichungen, Annäherungen, Annahmen, zugehörige Parameter und Berechnungsverfahren, die die berechneten Ergebnisse liefern

Anmerkung 1 zum Begriff: Wenn die Berechnung aus mehr als einem Schritt besteht, umfasst die gesamte Abfolge der Schritte die „Berechnungsmethodik".

3.5
Code-Benchmark
Vergleich mit den Ergebnissen eines anderen Codesystems, das zuvor anhand von Experimenten validiert wurde

3.6
Daten für Querschnitte mit kontinuierlicher Energie
Querschnittsdaten, die punktuell dicht spezifiziert sind und den Energiebereich umfassen

3.7
Dosimeterreaktion
neutroneninduzierte Kernreaktion mit einem Produktnuklid mit ausreichender zu messender Aktivität, das mit der einfallenden Neutronenfluenz zusammenhängt

3.8
Verschiebungen pro Atom
dpa
(en: displacements per Atom)
mittlere Anzahl der Verschiebungen jedes Atoms eines Festkörpers aus seiner Gitterposition während einer Exposition gegenüber verdrängender Strahlung, berechnet nach Standardverfahren

3.9
Anpassungsverfahren der kleinsten Quadrate
Verfahren zum Kombinieren der Ergebnisse von Neutronentransportberechnungen und der Ergebnisse von Dosimetriemessungen, das eine optimale Schätzung der Fluenz ermöglicht, indem es die Unterschiede zwischen Berechnung und Messung nach der Methode der kleinsten Quadrate minimiert

3.10
Mehrgruppen-Querschnittsdaten
Querschnittsdaten, die durch Mittelung der Querschnittsdaten mit kontinuierlicher Energie über diskrete Energieintervalle unter Verwendung vorgegebener Gewichtungsfunktionen bestimmt wurden, um die Reaktionsgeschwindigkeit zu erhalten

Documents
Document Sharing Hub
Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

3.11
Neutronenfluenz
zeitintegrierte Neutronenfluenzrate (d. h. zeitintegrierter Neutronenfluss), ausgedrückt in Neutronen je Quadratzentimeter

3.12
Präzision eines gemessenen/berechneten Wertes
Standardabweichung (falls vorhanden aus einer Reihe von wiederholten Messungen/Berechnungen) der Verteilung des gemessenen oder berechneten physikalischen Wertes

3.13
Reaktoreinbauten
Komponenten der Reaktorstruktur, die sich innerhalb des Druckbehälters befinden, wie Kernleitblech, Kernrohr, Hitzeschild, untere und obere Kernplatten in DWR und SWR

3.14
Lösungsvarianz
Messung der statistischen Varianz der Monte-Carlo-Transportlösung aufgrund einer endlichen Anzahl von Partikelverläufen

Anmerkung 1 zum Begriff: Mathematisch gesehen handelt es sich dabei um das zweite zentrale Moment der Verteilung über den Mittelwert, mit dem die Streuung der Verteilung über den Mittelwert gemessen wird.

4 Transporttheorie-Berechnungsmodelle

4.1 Allgemeines

4.1.1 Ausgabeanforderungen

Mit den Transportberechnungen muss es möglich sein, die Neutronenfluss- oder Fluenzverteilungen und/oder andere Reaktionsparameter wie Reaktionsraten oder dpa für die Analyse von integralen Dosimetriemessungen und für die Vorhersage von Strahlungsschäden an Reaktordruckbehältern und deren Einbauten genau zu bestimmen.

Die in diesem Dokument beschriebenen Berechnungsmethoden konzentrieren sich auf die Neutronenfluenz zur Bestimmung der Strahlenversprödung von Reaktorbehältermaterialien.

Während die Neutronenfluenz ($E > 1{,}0$ MeV) [wobei die Neutronenfluenz ($E > 1{,}0$ MeV) die Fluenz von Neutronen mit einer Energie über 1,0 MeV darstellt] häufig als Expositionsparameter zur Bestimmung der Strahlenversprödung von Reaktorbehältermaterialien gewählt wird, erstrecken sich die Verfahren in diesem Dokument neben der thermischen Fluenz unter 0,625 eV auch auf das Fluenzspektrum über 0,1 MeV.

Einige Parameter der Berechnungen würden bestimmt werden auf Grundlage von

— der direkten Verwendung der Ergebnisse: Design oder Vergleich mit Messungen (die Hüllkurven- bzw. Best-Estimate-Ergebnisse beinhalten),

— den erforderlichen Antwortfunktionen: ($E > 1{,}0$ MeV) Neutronenfluss, ($E > 0{,}1$ MeV) Neutronenfluss, thermischer Neutronenfluss ($E < 0{,}625$ eV), dpa/s, Dosimeterreaktionsraten,

ANMERKUNG Die Flusszahlen, die als Beispiele für die obere oder untere Grenze angegeben sind, hängen von der Anwendung ab.

— interessierende(r) Ort(e): Feinheit des räumlichen Netzes.

Documents
Document Sharing Hub
Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09

4.1.2 Methodik: Transportberechnungen mit festen Quellen

In der in diesem Dokument vorgeschlagenen Praxis wird eine Quellverteilung durch den Kern unter Verwendung der Ergebnisse von Kernphysik-Berechnungen erstellt; anschließend werden mehrdimensionale Transporttheorie-Berechnungen durchgeführt, um die Neutronen in Regionen außerhalb des Kerns zu propagieren.

Dieses Dokument verwendet Codes, die auf der Transporttheorie basieren, um mehrgruppige dreidimensionale Flussverteilungen zu bestimmen und die Reaktionsraten von Dosimetriematerialien oder dpa-Eigenschaften durch den richtigen Einsatz von Antwortfunktionen oder Querschnitten zu bewerten.

Die Transporttheorie-Berechnungen sollten mit deterministischen diskreten Ordinaten (S_N) [2] oder statistischen Monte-Carlo-Ansätzen [3] durchgeführt werden, wie in 4.2.2 bzw. 4.2.3 beschrieben. Andere Transportverfahren dürfen verwendet werden, wenn sie Teil einer Benchmark-Methode sind.

4.2 Transportberechnung

4.2.1 Eingabedaten

Die vier wichtigsten Arten erforderlicher Eingaben sind:

a) Materialzusammensetzung:

Die Materialzusammensetzungen sollten die physikalische Konfiguration so gut wie möglich darstellen. Materialzusammensetzungen und -dichten (entsprechend dem geometrischen Modell), Kühlmittel- und Moderatordichte (entsprechend den Betriebsbedingungen) sind erforderlich.

b) Geometrisches Modell:

Das geometrische Modell sollte die physikalische Konfiguration so gut wie möglich darstellen. Bestandsabmessungen der Reaktorkonfiguration sollten verwendet werden, wenn verfügbar.

c) Querschnittsdaten:

Es sollten geeignete Querschnittsdaten verwendet werden. Querschnittssätze dürfen verwendet werden, wenn sie Teil einer Benchmark-Methode sind. Zu den wichtigsten Überlegungen gehören:

1) die Genauigkeit der Datenauswertung (ENDF/B, JEFF, JENDL…);

2) die Energiegruppenstruktur;

3) die Reihenfolge der Streuanisotropie (d. h. P_n-Expansion);

4) das Verfahren zum Kollabieren von Gruppen.

d) Kernneutronenquelle:

Die Bestimmung der Neutronenquelle sollte die zeitliche, räumliche und energetische Abhängigkeit sowie die absolute Quellen-Normalisierung beinhalten. Die räumliche(n) Verteilung(en) der Quellen muss/müssen repräsentativ für die integrierte oder gemittelte(n) Verteilung(en) während der betrachteten Bestrahlungsdauer(n) sein. Die Neutronenverteilung sollte besonders am Umfang des Kerns genau sein, um die Fluenz am Reaktordruckbehälter richtig bestimmen zu können. Außerdem muss das Neutronenquellenspektrum (Spektren) bestimmt und die durchschnittliche Anzahl der je Spaltung erzeugten Neutronen ν ausgewählt werden. Alle diese Parameter müssen in Bezug auf die berechneten Daten gewählt werden: repräsentativ für die Bestrahlungsbedingungen (bei Vergleichen mit Messungen) oder Hüllkurve (bei der Entwurfsphase für Einbauten und/oder Behälteranalysen).

Documents
Document Sharing Hub
Full document details: E DIN EN ISO 19226:2019-09