

参考文献(抜粋)

MICROSTRUCTURE AND TENSILE PROPERTIES OF HEAVILY IRRADIATED 5052-0 ALUMINUM ALLOY *

K. FARRELL

Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee 37830, USA

Received 14 July 1980; in revised form 3 November 1980

During neutron irradiation of an Al-2.2% Mg solid solution alloy in the High Flux Isotope Reactor to fast and thermal fluences $>10^{27}$ neutrons(n)/m² at 328 K (0.35 T_m) about seven percent insoluble, transmutant silicon was produced. Some of this silicon reacted with the dissolved magnesium to form a fine precipitate of Mg₂Si. A tight dislocation structure was also created. The alloy showed good resistance to cavity formation. These microstructural features are responsible for pronounced strengthening and an associated marked loss in ductility as revealed by tensile tests at 323, 373, and 423 K (0.35, 0.40 and 0.45 T_m). These changes were greater than in magnesium-free aluminum and in alloys containing preexisting, thermally-aged Mg₂Si precipitate. Increasing the thermal-to-fast flux ratio from 1.7 to 2.1 caused further strengthening beyond that expected from a simple increase in silicon level.

1. Introduction

Many aluminium alloys depend upon thermally-induced precipitates to provide satisfactory mechanical strength for service applications. The 5000-Series alloys are exceptions in that they are solid solution strengthened by magnesium, one of the few elements with significant solid solubility in aluminium. The 5052 alloy consists nominally of 2.5 weight percent magnesium and 0.25 chromium. It is normally used in "O"-fully annealed, or "H"-partially strained conditions. Such alloys have good formability and resistance to corrosion in flowing water. They have found applications in some water-cooled reactors for situations where the strength requirements lie between those of the softer 1000 Series alloys and the stronger precipitation-hardened 6000 Series alloys.

2. Previous irradiation studies

Tensile tests [1] on 5052 and 5154 (3.5 Mg) alloys in O and H tempers irradiated to low fluences ($1 \times$

10^{24} fast n/m², 1.26×10^{25} total n/m²) at ~340 K (~0.36 T_m) showed an increase in strength and a small loss in ductility for the O temper; the H temper material showed a smaller increase in strength and an increase in ductility, suggesting some recovery of cold work during irradiation. Irradiations of the 5052-0 alloy to much higher fluences [up to 3.6×10^{26} n/m² (fast) and 5.8×10^{26} n/m² (thermal)] at ~330 K caused substantial increases in creep-rupture strength at 323 K and considerable loss in ductility with a propensity for intergranular failure [2]. Examination of the microstructures [2,3] revealed the presence of a fine precipitate of Mg₂Si which was held largely responsible for the irradiation-induced increases in strength. This Mg₂Si precipitate is produced by the interaction of transmutation-produced silicon with the dissolved magnesium. The silicon is created primarily by thermal neutrons through the sequential reactions $^{27}\text{Al}(n, \gamma) \rightarrow ^{28}\text{Al}$, $^{28}\text{Al} \rightarrow ^{28}\text{Si} + \beta$, for which the cross-section is high, 2.3×10^{-29} m² for 2200 m/s neutrons (i.e., $E \leq 0.025$ eV). Sufficiently high temperatures and/or the presence of atomic displacements from fast neutrons allow transport of the silicon and development of Mg₂Si precipitates. In essence, irradiation of originally solid solution 5000 Series aluminum alloys in a reactor of mixed neutron

* Research sponsored by the Division of Material Sciences, US Department of Energy, under Contract W-7405-eng 26 with Union Carbide Corporation.

K. Farrell / Microstructure and tensile properties of aluminum alloy

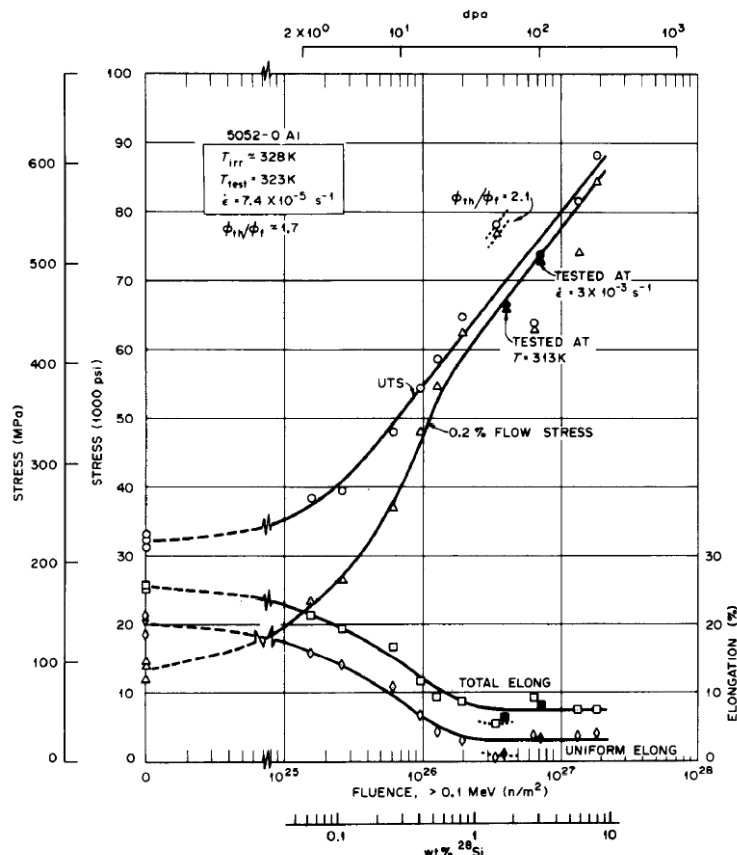


Fig. 4. Fluence dependence of tensile properties at 323 K (0.35 T_m).

平成20年度
照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術
に関する報告書

平成21年9月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

(2) 中性子照射量の評価

IASCCによる割れ発生評価のためには、評価対象物の評価対象時期までの中性子照射量の累積に伴う材料特性変化を評価する。

したがって、評価対象時期までの燃料装荷履歴を勘案した上で、評価対象物の評価対象位置における中性子照射量(dpa: はじき出し損傷量)を求める。すなわち、材料劣化の指標には具体的な材料特性ではなく、はじき出し損傷量(単位:dpa)を用いる。

なお、PWRにおいては便宜上、中性子照射量とはじき出し損傷量との間で次のような換算式を用いている。

$$1 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2 (\text{E} > 0.1 \text{ MeV}) \approx 6.5 \text{ dpa}$$

(3) 応力の評価

IASCCによる割れは溶液表面から発生している。したがって、本評価ガイドを適用する際の応力は、接液表面において求める。また、割れ発生可能性評価対象物の応力は、運転開始から評価対象時点に至るまでの時系列的変化の累積として評価する。中性子照射が関与する構造領域においては、中性子照射量の蓄積に伴う形状の変化や材料の機械的特性の変化の履歴が特定運転時間時点での応力に影響を与えるからである。その際、応力に与える影響を因

11.3 割れ発生可能性評価手法

評価対象物の評価対象時点における中性子照射量のはじき出し損傷量(dpa)、ならびに応力に基づき、図11.2-1を割れ発生可能性で3領域に区分することにした。先の図11.2-1にこれら領域区分を反映したものを図11.3-1に示す。図11.3-1中の領域1、2、及び3については、次のように定義した。

① 領域1に含まれる場合

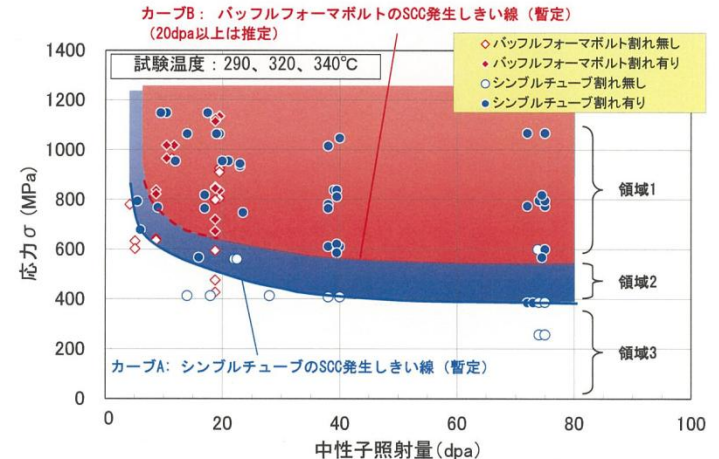
評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が高い**ものとみなす。

② 領域2に含まれる場合

評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が有る**ものとみなす。

③ 領域3に含まれる場合

評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が無い**ものとみなす。



- ① 領域1に含まれる場合
評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が高い**ものとみなす。
- ② 領域2に含まれる場合
評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が有る**ものとみなす。
- ③ 領域3に含まれる場合
評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が無い**ものとみなす。

注) 本IASCC発生しきい応力線図は、バッフルフォーマボルトの応力評価等と組み合わせで使用するものであり、バッフルフォーマボルト以外にはこの線図を使用できない。

図11.3-1 IASCCによる割れ発生しきい応力線図

NTEC-2019-1001

NRA 技術報告

NRA Technical Report Series

中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響

Effects of Neutron Irradiation on Concrete Strength

小嶋 正義 中野 眞木郎 田口 清貴
Masayoshi KOJIMA, Makio NAKANO, and Kiyotaka TAGUCHI

システム安全研究部門
Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁
長官官房技術基盤グループ
Regulatory Standard and Research Department.
Secretariat of Nuclear Regulation Authority (S/NRA/R)

原子力規制委員会
Nuclear Regulation Authority

令和元年 8 月
August 2019

1. 1. 3 中性子照射によるコンクリートの強度低下に関する既往研究

Hilsdorf (ヒルスドルフ)ら(1978年)^(*)9)(以下「Hilsdorf論文」という。)は、加速照射による時間積分された中性子束(以下「中性子照射量」という。)に対する、中性子を照射したコンクリートと、照射しないコンクリートとの圧縮強度比、引張強度比及び静弾性係数比の関係について、異なる研究者による過去の試験内容を収集文献により調査し、中性子照射量が 1.0×10^{19} n/cm²を超えると、コンクリートの圧縮強度及び静弾性係数の低下に影響を及ぼす可能性があることを示した。また、静弾性係数については、 1.0×10^{19} n/cm²未満でも僅かな減少をもたらすと示した。さらに、中性子を照射したコンクリートの膨張について、中性子照射により徐々に膨張すること及び 1.0×10^{19} n/cm²未満の領域では膨張に大きな影響を及ぼさないことを示した。国際原子力機関(IAEA: International Atomic Energy Agency)は、IAEA-TECDOC-1025(1998)^(*)10)でHilsdorf論文を参照し、コンクリートの損傷が懸念される中性子照射量の閾値を 1.0×10^{19} n/cm²としている。なお、Hilsdorf論文で示された結果は、後述するように様々な材料及び温度条件で行われた研究を基にしている。また、中性子スペクトルを考慮せずに、様々なエネルギー範囲の中性子照射量に基づき評価されたデータを区別せずに集約し、上記の傾向を説明している。

紺谷ら(2013年)^(*)11)は、中性子照射がコンクリートの強度及び静弾性係数に及ぼす影響に関するHilsdorf論文での指摘について、参照された文献を調査し、試験結果の一部には、日本国内の商用型軽水炉に使用されているコンクリートとは異なる材料条件(アルミナセメント又は水ガラスの使用)及び温度条件(試験体の温度が 100°C を超える条件)が含まれていることを示した^(*)3)。筆者らは、この紺谷らが示した指摘から、 100°C を超える温度で行った試験では、強度低下に及ぼす自由水の散逸や熱応力の影響が比較的大きくなり、取得データが軽水炉の健全性評価の参考データとして適さない可能性を懸念した。

- 2 -

SP 55-10

The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete

By H.K. Hilsdorf, J. Kropp, and H.J. Koch

Synopsis: Previously published experimental data on the effect of nuclear radiation on the properties of plain concrete are summarized and evaluated. Neutron radiation with a fluence of more than $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ may have a detrimental effect on concrete strength and modulus of elasticity. Thermal coefficient of expansion, thermal conductivity and shielding properties of concrete are little affected by radiation. Radiation damage is mainly caused by lattice defects in the aggregates which cause a volume increase of aggregates and concrete. Different aggregates show different radiation resistance so that the selection of suitable aggregates is the most important parameter in the design of a radiation resistant concrete.

Keywords: aggregates; compressive strength; concretes; creep properties; gamma rays; mix proportioning; modulus of elasticity; neutrons; radiation shielding; radiation tests; reviews; tensile strength; thermal conductivity; thermal expansion

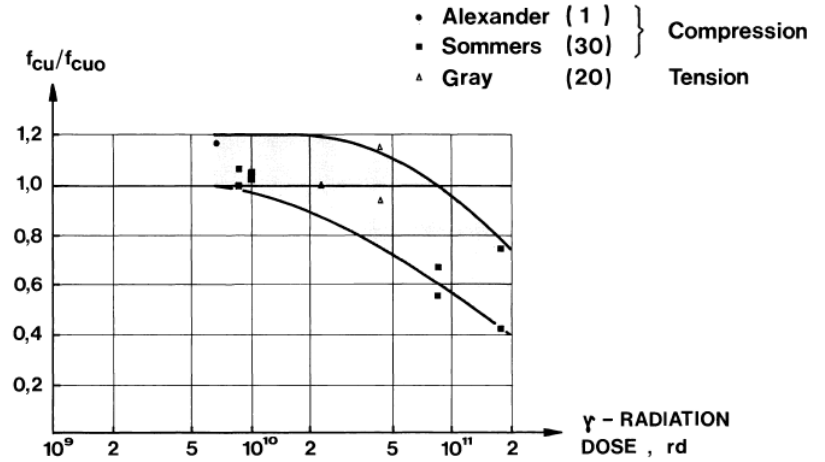


Fig. 7: Compressive and Tensile Strength of Concrete Exposed to γ -Radiation f_{cu} , Related to Strength of Untreated Concrete f_{cuo}

246

Hilsdorf, Kropp, and Koch

原子炉容器鋼材の中性子照射脆化モデルの現状

A Review on a Neutron Irradiation Embrittlement Model of Reactor Vessel Steel

中田 早人 (Hayato Nakata)*

要約 原子炉容器の照射脆化について、その脆化モデルに関する研究の推移を追ってみた。1950年代からこの照射脆化に関する研究論文が見られ、軽水炉の原子炉容器用鋼材である低合金鋼とガス冷却のマグノックス炉用原子炉容器鋼材である Mild Steel (軟鋼) の脆化モデルについてそれぞれ米国と英国で研究が進められている。いずれのモデルもマトリックスの硬化と鋼の析出物による硬化が要因とされている。最近では、これら他にニッケルとマンガン化合物の析出や粒界におけるリンの析出が更なる要因とする研究報告がある。

キーワード 原子炉容器, 照射脆化, 脆化モデル

Abstract We attempted to follow the transitions that have taken place in research on embrittlement models with respect to irradiation embrittlement of reactor vessels. Research papers relating to irradiation embrittlement were first observed starting in the 1950's. Research was respectively conducted in the U.S. on low alloy steel, which is used for the reactor vessels of light water reactors, and in the U.K. on Mild steel, which is used for the reactor vessels of gas-cooled magnox reactors. The factors behind the embrittlement in both models consisted of hardening of the matrix and hardening caused by copper precipitates. Recently, precipitation of nickel and manganese compounds as well as precipitation of phosphorus at the grain boundary have also been indicated as embrittlement factors in addition to those previously described.

Keywords Reactor vessel, Irradiation embrittlement, Embrittlement model

まえがき

原子炉容器鋼材が運転中に中性子を受けてその材料特性が変化する照射脆化という事象は、原子力利用の初期から既に知られており、これに関する研究が長年にわたって行われてきている。特に米国では NRL (海軍研究所) における研究あるいは NRC (原子力規制委員会) による HSSST (Heavy-Section Steel Technology) プログラムが知られている。一方、米国と同様に原子力発電を古くから行ってきた英国においてもハーウェル研究所をはじめとして、マグノックス炉容器鋼材の照射脆化の研究を行ってきた。

原子力発電所では、原子炉容器鋼材の照射脆化の進展を予測するため、原子炉容器内に監視試験片を挿入し、それを適宜取り出し試験することによって前倒して材料の特性を評価している。現在国内で用いられている脆化予測式はこの監視試験片のデータ

や材料試験炉でのデータを用いて作られたものである。

近年、照射脆化の物理モデルに関する記述が国内外の文献で見られるため、いくらか過去に遡って脆化モデルの研究の推移をまとめてみた。

1. 照射硬化と脆化

照射によって、鋼材は図1に示すように降伏強さの増加、引張強さの増加、延性の低下を生ずることが知られている。

1957年に、Cottrell (英) は鋼材の試験炉での照射による硬化を降伏強さによって表し、次式のように中性子の照射量の関数として示した。

$$\Delta \sigma = A(\phi t)^{1/3} \quad (1)$$

ここで、A は定数、 ϕ は中性子束、 t は照射時間

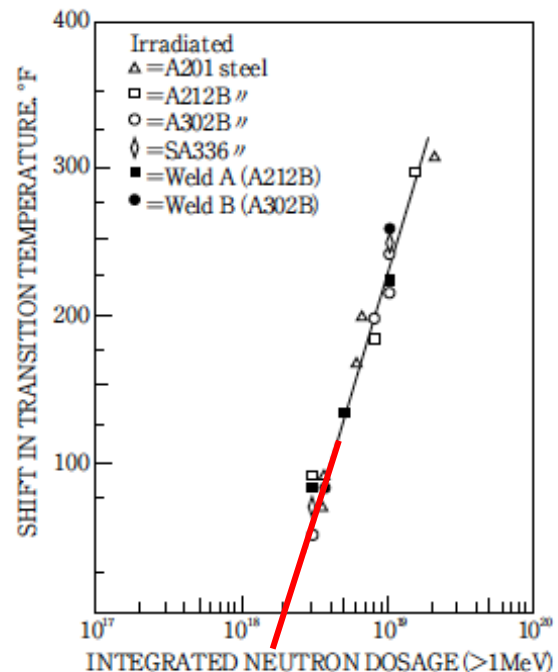


図8 照射量と遷移温度移行量との関係 (照射温度: < 200°F)

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

PWR炉内構造物の中性子照射型応力腐食割れに対する保全対策の検討

-Maintenance method for Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking of PWR core internals-

関西電力株式会社 亀山 雅司 Masashi KAMEYAMA Member

Irradiation-assisted stress corrosion cracking or IASCC is a well-known result of age-related degradation of baffle former bolts which are an integral component of PWR core internals. However, methods for analyzing the causes and assessing IASCC have yet to be established and are being studied. The baffle former bolts are components of the baffle structure and in order to maintain the integrity of the baffle structure, an effective approach for maintaining the bolts must be provided.

This paper proposes an effective method of maintaining the functions of the baffle structure by improving the configuration and/or material of baffle former bolts. A relaxed configuration of the bolt neck reduces the stress and can approximately halve the damage caused by IASCC.

An improvement in the threshold value of materials' vulnerability to IASCC would not only extend the service life of all bolts but could also substantially retard IASCC of the bolts installed at upper and lower ends where flux is low. If the threshold fluence to IASCC could be made higher than approximately $5 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$, 340°C), the bolts installed at lower and upper ends, which are conventionally replaced 30 years after plant start-up, would remain intact for 60 years after start-up. Hence, this approach is a very effective maintenance measure.

KeyWords : baffle former bolt, baffle structure, IASCC, neutron flux, maintenance.

1. はじめに

発電用原子炉の炉内構造物は燃料を内包しており、燃料から核反応に伴って放出される中性子に曝されるため、長期的に中性子照射型応力腐食割れ（照射誘起型SCC, Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking 以下IASCC）を起こすことが知られている。海外ではIASCCによる炉内構造物のバッフルフォーマボルト等の

損傷事例がある。現在、IASCC発生条件を明らかにするための実験、評価方法の検討がされているが、温度、応力、中性子照射量などIASCC発生に及ぼす影響因子が多く、また、高中性子照射材料を用いた実験は容易でないため、十分なデータが蓄積されているとは言えない状況であり、実プラントのIASCCに関する評価は困難な状態にある。しかし、このような状況下でもボルト取替え等の保全が必要とされる可能性がある。

本稿では、現状知見範囲で有効と考えられるIASCCに対する保全対策方法の検討を行う。

2. IASCCの基本的な知見

既存のプラントで使用されている材料のSUS347とSUS316cwでは約 $1 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$, 340°C)

◆連絡先：亀山 雅司

〒530-0005 大阪市北区中之島3-3-22
関西電力株式会社 原子力事業本部 機械技術グループ
E-mail : kameyama.masashi@c2.kepcoco.jp

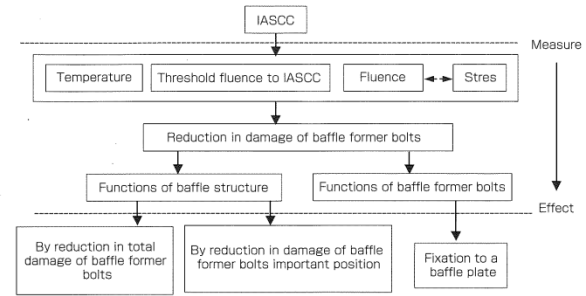


Fig.1 Effective approach of maintenance to IASCC

のしきい値を超えるとIASCC感受性が発生すると考えられている^[1]。また、IASCCについてはSCCと同様、き裂発生に関して温度依存性がある^[2]こと、応力が高いほどIASCCによるき裂の発生までの時間が短いとの報告^[3]がある。

3. 検討対象部位

中性子照射量がしきい値を超え、IASCC発生の可能性がある部位は炉内構造物のバッフルフォーマボルト、パレルフォーマボルト、炉心さうである。このうち、中性子照射量が最も多いバッフルフォーマボルトの保全を必要とする可能性が高く、初期型の2ループプラントでは運転開始後約25万時間（約30年）が点検及び一部取替え等の保全の目処^[3]と考えられている。

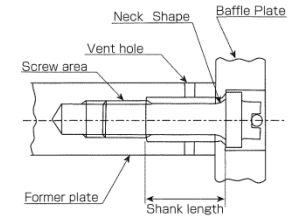


Fig.2 Structure of baffle former

4. IASCCに有効な保全対策の検討

4-1) 有効な保全対策の検討の方法

IASCCに有効な保全対策を考えるうえでは、バッフルフォーマボルト単体の損傷に対してだけでなく、バッフルフォーマボルトの損傷によってバッフル構造の健全性維持へ及ぼすことを考慮する必要がある。すなわち、Fig.1に示すように、個々のボルトの機能維持に加えてバッフルフォーマボルトを構成部品とするバッフル構造の機能に着目し、応力、温度等のIASCC発生の原因に対する対策の効果を検討すれば効果的な保全対策が可能と考えられる。

4-2) 応力に関する対策

バッフルフォーマボルトの構造はFig.2のようになっており、IASCCはボルト首下の応力の高い場所に発生する。そこで、ボルト首下の曲率を大きくしたり、ボルトのシャンク部（ボルト首からネジ部までの距離）を長くする対策が応力低減に有効である。初期型の2ループプラントではシャンク長25mmのものがあるが、取替えては32mm程度への増長が可能である。曲率は1Rから2Rへの変更が可能である。その結果、最も高い応力の発生する中段位置のボルトでは首下ピーク弾性応力で約2300MPaから約1100MPaへ応力低減が可能となる。

4-3) 温度に関する対策

バッフル板と炉心さうの間には温度の比較的低い冷却材が流れているため、バントホールを設けることが

M. Kodama, R. Katsura, J. Morisawa, S. Nishimura, S. Suzuki, K. Asano, K. Fukuya, and K. Nakata, IASCC SUSCEPTIBILITY OF AUSTENITIC STEELS IRRADIATED TO HIGH NEUTRON FLUENCE Sixth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Water Reactors, TMS (1993).

susceptibility of austenitic stainless steels irradiate..|INIS

https://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:25067070

Search My Selection Search History

Search the INIS Repository

Clear All Insert Unicode

Everywhere RN:25067070 Search

Advanced Search

Limit to results with full text

Primary Subject

GENERAL STUDIES OF NUCLEAR REACTORS (1)

Subject Area

Nuclear Power & Safety (1)

Record Type

Book (1)

Literature Type

Conference (1)

Conference Title

6. international symposium on environmental degradation of materials in nuclear power systems: water reactors (1)

Journal Title

Publication Year

1993 (1)

Publication Year Range

1991 - 1995 (1)

Country of publication

United States (1)

Language

English (1)

Descriptors

ALLOYS (1)

ANNEALING (1)

CARBON ADDITIONS (1)

16 More

INIS Volume

25 (1)

INIS Issue

22 (1)

Results 1 - 1 of 1. Search took: 0.022 seconds

IASCC susceptibility of austenitic stainless steels irradiated to high neutron fluence

Kodama, N. (Nippon Nuclear Fuel Development Co., Narita-cho (Japan)); Katsura, R. (Nippon Nuclear Fuel Development Co., Narita-cho (Japan)); Morisawa, J. (Nippon Nuclear Fuel Development Co., Narita-cho (Japan)); Nishimura, S. (Nippon Nuclear Fuel Development Co., Narita-cho (Japan)); Suzuki, S. (Tokyo Electric Power Co. (Japan)); Asano, K. (Tokyo Electric Power Co. (Japan)); Fukuya, K. (Nuclear Engineering Laboratory, Yokohama (Japan)); Nakata, K. (Hitachi Research Laboratory, Hitachi-shi (Japan))

Proceedings of the sixth international symposium on environmental degradation of materials in nuclear power systems - water reactors

1993

Abstract

[en] Slow strain rate tests and scanning transmission electron microscopy analysis of Type 304 stainless steel irradiated to high fluence $1.3 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ ($E > 1\text{MeV}$) were conducted to evaluate the irradiation assisted stress corrosion cracking (IASCC) susceptibility of austenitic stainless steels. In the case of 32 ppm dissolved oxygen, IASCC susceptibility increased markedly at fluences exceeding 10^{25} n/m^2 ($E > 1\text{MeV}$). With a decrease of dissolved oxygen, IASCC susceptibility decreased. The depletion of chromium and the enrichment of nickel, silicon and phosphorus were observed at grain boundaries. IASCC susceptibility increased markedly with chromium concentration decreased. These results indicate that radiation induced chromium depletion may be one of the dominant factors affecting IASCC resistance

Primary Subject	GENERAL STUDIES OF NUCLEAR REACTORS (E2200)
Secondary Subject	MATERIALS SCIENCE (B2260), MATERIALS SCIENCE (B2250)
Source	Gold, R.E.; Simonen, E.P. (eds.); 963 p; 1993; p. 583-588; Minerals, Metals ampersand Materials Society; Warrendale, PA (United States); 6. international symposium on environmental degradation of materials in nuclear power systems: water reactors; San Diego, CA (United States); 1-5 Aug 1993; Minerals, Metals ampersand Materials Society, 420 Commonwealth Drive, Warrendale, PA 15086 (United States)
Record Type	Book
Literature Type	Conference
Country of publication	United States
Descriptors (DEI)	ANNEALING, GRAIN BOUNDARIES, HARDNESS, IRRADIATION, MECHANICAL PROPERTIES, REACTOR COMPONENTS, STAINLESS STEELS, STRESS CORROSION
Descriptors (DEC)	ALLOYS, CARBON ADDITIONS, CHEMICAL REACTIONS, CORROSION, CRYSTAL STRUCTURE, HEAT TREATMENTS, HIGH ALLOY STEELS, IRON ALLOYS, IRON BASE ALLOYS, MICROSTRUCTURE, STEELS
Language	English
Reference Number	25067070
INIS Volume	25

鉄筋コンクリート造建築物の 耐久設計施工指針(案)・同解説

Recommendations for
Durability Design and Construction Practice of Reinforced Concrete

日本建築学会

d. 鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは、コンクリートの含水率などの影響を考慮して、試験または信頼できる方法により確かめる。近年、コンクリートの含水状態が鉄筋の分極特性に及ぼす影響などが研究されているので参考にするとよい³⁾。

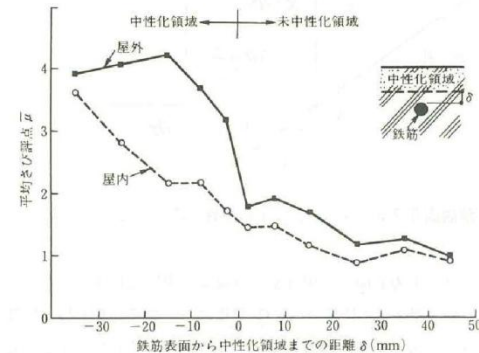
試験を行わない場合および信頼できる資料がない場合は、次のように考える。

中性化深さと鉄筋腐食の関係は、解説図 5.2.2 に示すように屋外では鉄筋位置まで中性化した時点で急速に腐食が始まる。屋内では鉄筋位置まで中性化しても腐食の進行に急激な変化は見られなく、屋外で中性化深さが鉄筋に達した時と同程度の腐食状態となるのは、鉄筋表面から中性化領域までの距離 δ が約 -20mm の時点である。したがって、鉄筋が腐食し始めるときの中性化深さは次のように定めた。

(1) 屋外の雨掛り部分および屋内の水回り部分で湿度の高い部分では、中性化深さが鉄筋のかぶり厚さまで達したとき

(2) 屋外の雨掛りでない部分および一般の屋内では中性化深さが鉄筋のかぶり厚さから 20mm 奥まで達したとき

中性化深さがこの深さに達しても、直ちに鉄筋が躯体の耐久性に影響を及ぼすような腐食状態になるものではないが、中性化領域にある鉄筋の腐食速度を明確に把握できないことから、安全側に評価するために中性化深さをもって、鉄筋腐食開始と判断することとする。なお、耐久性に影響がある腐食状態とは、本会「鉄筋コンクリート造建築物の耐久性調査・診断および補修指針(案)同解説」でいう、鉄筋腐食度評価基準のグレードⅢ以上をいう。



解説図 5.2.2 鉄筋表面から中性化領域までの距離と平均さび評点の関係³⁾