

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	工認-146 改0
提出年月日	平成30年2月19日

付録22 計算機プログラム（解析コード）の概要・SCALE

目次

1. はじめに	1
1.1 使用状況一覧	2
2. 解析コードの概要	3

1. はじめに

本資料は、添付資料において使用した計算機プログラム（解析コード）SCALEについて説明するものである。

本解析コードを使用した添付資料を示す使用状況一覧、解析コードの概要を以降に記載する。

1.1 使用状況一覧

使用添付書類		バージョン
V-1-3-2	燃料取扱設備、新燃料貯蔵設備及び使用済燃料貯蔵設備の核燃料物質が臨界に達しないことに関する説明書	6.0 KENO V. a

2. 解析コードの概要

項目 \ コード名	SCALE
使用目的	使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価
開発機関	米国オークリッジ国立研究所 (ORNL)
開発時期	2009年
使用したバージョン	SCALE6.0 KENO V.a
計算機コードの概要	<p>本計算機コードは核燃料物質、構造材等の幾何形状等を入力とし、中性子の飛程を乱数を使用して確率的に計算し、各中性子が吸収されて消滅するか、体系外に漏れるまでの反応過程で発生する核分裂中性子数を計算し、これらの比から実効増倍率を求めるものである。このため、計算体系が三次元の複雑な形状でも精度の高い計算ができる。</p>
検証 (Verification) 及び 妥当性確認 (Validation)	<p>【検証 (Verification)】</p> <p>米国 PNL^{*1}で行われた臨界実験を対象としたベンチマーク解析[*]を実施し、計算精度を検証した。</p> <p>具体的には、上記臨界試験体系のうち、非均質ケース16ケースについて、SCALEコードを用いて実効増倍率を算出し、当該データをヒストグラム化後統計処理することで、平均値、バイアス、σ_{95-95}等を得た。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・バイアス：実験値と計算値の平均的なずれ ・σ_{95-95}：95 %信頼度-95 %確率の計算の不確かさ <p>【妥当性確認 (Validation)】</p> <p>※ベンチマーク解析</p> <p>ベンチマーク解析の対象としたPNL-3602実験結果は、国内BWRの燃料貯蔵設備と同様に、中性子吸収材、板厚、水ギャップ幅、燃料対減速材比及び燃料濃縮度など、臨界解析で重要と考えられる要因に関し、数種類の異なる体系で実施されている。また、臨界実験に用いられた燃料仕様は、金属キャスク燃料や燃料ラックの臨界評価に用いている燃料仕様と同程度であり、ベンチマーク試験として妥当と考えられる。なお、本検証については、米国オークリッジ国立研究所で行われたベンチマーク解析^{*2}が参考になる。</p>

注記 *1: Pacific Northwest National Laboratory

*2: J. J. Lichtenwalter, S. M. Bowman, M. D. DeHart, and C. M. Hopper, "Criticality Benchmark Guide for Light-Water-Reactor Fuel in Transportation and Storage Packages", NUREG/CR-6361 ORNL/TM-13211, 1997年3月